

Titolo

Valutazione con metodi Monte Carlo del K_{∞} e del burnup di un elemento di combustibile 17x17 per noccioli PWR di piccola taglia

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

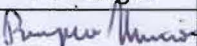
Sommario


Al fine di soddisfare le esigenze energetiche dei paesi in via di sviluppo è stata esplorata la possibilità di impiegare reattori PWR (Pressurized Water Reactor) che siano concepiti con un livello tale di semplificazione d'impianto da minimizzare il numero di operazioni rischiose da parte del personale di esercizio. La filosofia generale è quella di introdurre una logica di bruciamento "once through", che eviti interventi esterni (come fuel reshuffling) durante il ciclo produttivo del nocciolo, e l'eliminazione dell'introduzione di acido borico nel refrigerante primario per contrastare gli eccessi di reattività del sistema. Mediante l'impiego delle catene di calcolo Scale/Triton si sono identificate una serie di possibili soluzioni per ottenere impianti con le caratteristiche sopra menzionate. Nel presente rapporto sono illustrati i risultati di una verifica, eseguita con il codice Monte Carlo MCNPX, su alcuni dei sistemi in questa linea progettuale. I risultati ottenuti MCNPX evidenziano delle discrepanze che potranno essere chiarite solo con studi successivi più approfonditi.

Note

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	15.9.2010	NOME	N. Burgio	F. Bianchi	S. Monti
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 013	0	L	2	21

Sommario

1. Introduzione

2. Metodologia di calcolo

3. Modello MCNPX

3.1. Costruzione Geometria, definizione dei Materiali.

3.2. Piano di Calcolo

4. Risultati

4.1. Benchmark Venus-2

4.2. Elemento tipo MARS

5. Conclusioni

6. Riferimenti Bibliografici

1. Introduzione

I reattori nucleari di piccola taglia possono essere una soluzione alle richieste energetiche di quei paesi in via di sviluppo, che non sono caratterizzati da una cultura nucleare con tradizioni consolidate [1-2]. Affinché i sistemi di tale tipo rientrino in margini di economicità e sicurezza accettabili, è stato avviato uno studio sulla loro neutronica. Come riportato in [3], la strategia generale per minimizzare i rischi di esercizio e di proliferazione è basata sulla semplificazione massima dell'impianto, a tal fine si sono definiti i seguenti requisiti generali:

- Eliminazione del boro dal refrigerante primario.
- Logica di bruciamento “once through”.
- Impiego di elementi di combustibile con materiali e geometrie standard.
- Uso di sistemi di barre di controllo che semplifichino il layout lasciando sgombra la parte superiore del nocciolo.

E' evidente che l'eliminazione del circuito a concentrazione variabile di Boro dal primario implica una grande semplificazione del sistema, ma introduce un problema nel controllo dell'eccesso della reattività iniziale e in particolari periodi della vita dell'impianto. Di conseguenza, sarà necessario valutare con estrema attenzione il ricorso a veleni bruciabili e altri accorgimenti per il controllo degli eccessi di reattività durante l'esercizio. La logica di bruciamento “once through”, oltre ad eliminare i rischi connessi con l'attività di shuffling del fuel, permette di mantenere il combustibile sigillato entro il nocciolo per tutto il periodo del ciclo di funzionamento, limitando così le possibilità di errori di manipolazione. Diventa importante quindi poter spingere il burnup del combustibile il più possibile, compatibilmente con le condizioni di sicurezza e di economicità dell'esercizio. L'uso di geometrie e materiali di comprovata efficacia e sicurezza per gli elementi di combustibile garantisce un abbattimento dei costi di sviluppo. Sono state esaminate anche delle soluzioni alternative alle classiche barre di controllo dei PWR, adottando barre di controllo cruciformi movimentate dal basso e sistemi di controllo con barre rotanti esterne simili a quegli impiegati per reattori pensati per i sistemi aerospaziali [4].

Il rapporto finale evidenzia i vantaggi e i punti di debolezza di ciascuna soluzione sulla base dei risultati ottenuti dai modelli sviluppati con SCALE [5] che è un sistema altamente standardizzato per fare analisi di criticità, shielding e burnup.

Ovviamente lo studio non arriva a nessuna conclusione definitiva, ma evidenzia la complessità dell'approccio progettuale perché ogni modello richiede un approfondito studio dell'arricchimento del combustibile, della quantità di veleni bruciabili da impiegare e la disposizione ottimale del fuel assembly rispetto al sistema di controllo. A titolo esemplificativo, la Figura 1 riporta l'evoluzione del k_{∞} in funzione della durata del ciclo di funzionamento per un elemento di combustibile con reticolo quadrato 17x17 e con diverso numero di barre con veleni di Gd_2O_3 (8 wt%). Nel primo caso è stata mantenuta una concentrazione costante di 650 ppm di Acido Borico nell'acqua del circuito di raffreddamento primario, mentre nei casi rimanenti tale composto è assente. In tutti e tre i casi, l'arricchimento in ^{235}U è del 4.9%.

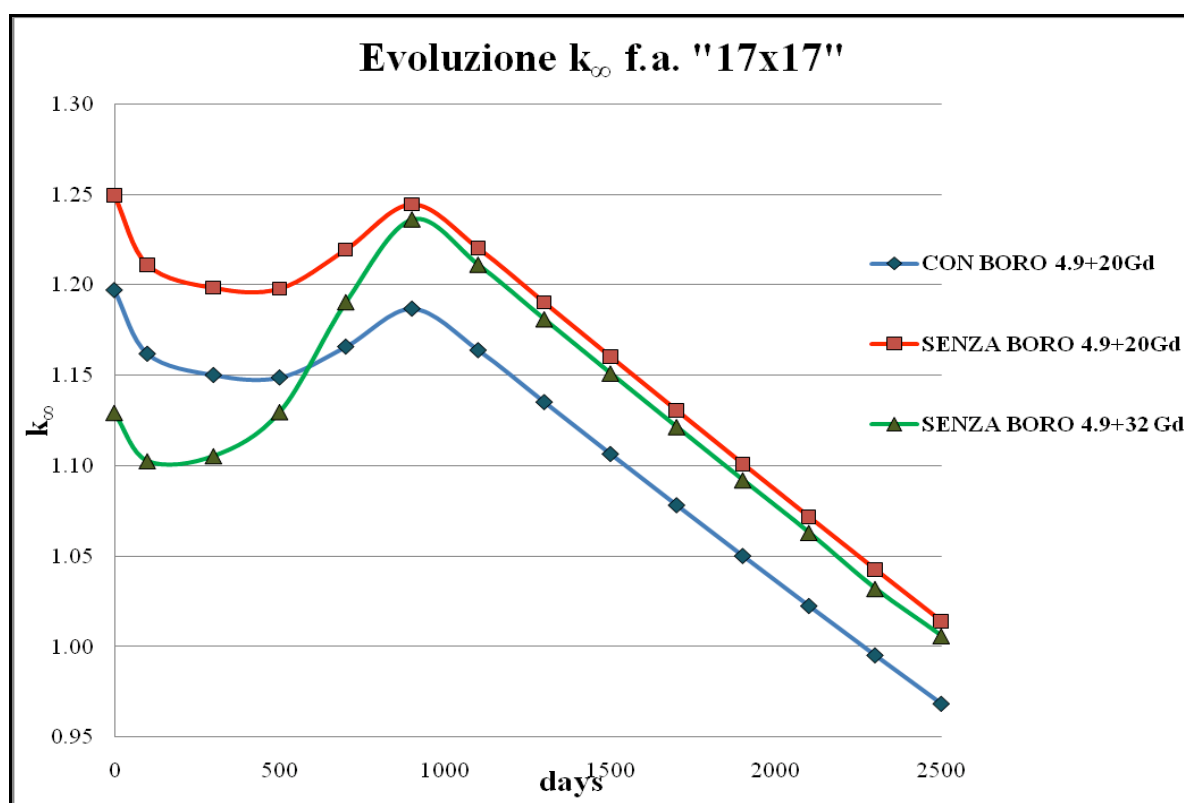


Figura 1: Evoluzione k_{∞} in un fuel assembly "17x17" con e senza boro disciolto.

In tutti i casi si parte da un massimo relativo di K e dopo una breve discesa, l'eccesso di reattività comincia a crescere in funzione del bruciamento dei veleni presenti. La reattività

raggiunge il suo massimo assoluto in corrispondenza del bruciamento totale dei veleni di Gd. Infine, si giunge a un tratto di discesa lineare di reattività correlato all'accumulo dei prodotti di fissione nelle barre di combustibile. A parità di barre contenenti veleni (curve rossa e blu, Figura 1), l'effetto di sottrazione del Boro comporta uno shift della curva di reattività di 5000 PCM. Incrementando il numero di barre con Gd da 20 a 32 (vedi curva verde, Figura 1) nell'elemento in cui è assente il Boro, si assiste a un forte abbassamento del k iniziale per assistere poi a una grossa crescita della reattività fino al punto di bruciamento totale dei veleni.

Al fine di operare una verifica indipendente su alcuni dei passaggi dello studio, si sono eseguite delle simulazioni con MCNPX [9] sugli elementi 17x17 in condizioni di riflessione totale (valutazione del k_{∞} mediante KCODE) e di evoluzione dei prodotti di fissione (routine BURN) per 2000 giorni di funzionamento.

2. – Metodologia di Calcolo

Come si evince dalla figura 2, le conclusioni riportate in [3] sono state ottenute impiegando la sequenza di calcolo TRITON [6] basata sull'uso dei codici analitici NEWT per il trasporto neutronico e ORIGEN per il calcolo del bruciamento del combustibile [7-8].

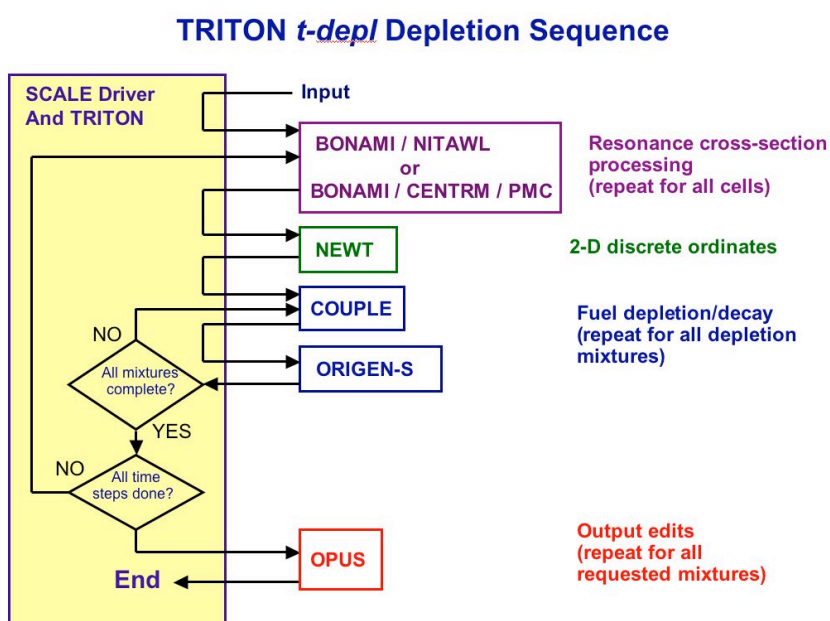



Figura 2: Diagramma di flusso della sequenza TRITON *t-depl* per i calcoli di bruciamento.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 013	0	L	6	21

La sequenza TRITON è stata validata eseguendo alcuni dei problemi del benchmark Venus-2¹ [10] e ripetendo il calcolo della figura di burnup di un elemento di combustibile già simulato con il codice Apollo [11] in un precedente rapporto. I risultati della validazione sono apparsi soddisfacenti [3]. Nel presente rapporto, partendo da un approccio di calcolo completamente diverso, in cui si usa il codice Monte Carlo MCNPX 2.6.0, è stato ripetuto lo stesso percorso di validazione. In analogia con lo schema di figura 2, MCNPX impiega la subroutine KCODE per eseguire la simulazione di trasporto e la stima del K mentre, la subroutine BURN valuta il bruciamento del combustibile e dei veleni secondo il seguente algoritmo:

- Si stima il valore di k_{∞} mediante la routine KCODE, si calcolano i flussi neutronici in tutte le celle che ospitano i materiali di cui si vuole seguire il bruciamento.
- I valori dei flussi neutronici con una struttura energetica a 63 gruppi vengono forniti al codice CINDER90 [12] (versione inclusa in MCNPX), che valuta la formazione di prodotti di fissione e la loro l'evoluzione durante il periodo dato.
- La composizione dei materiali viene aggiornata e se non si sono esauriti gli intervalli temporali da analizzare il codice procede con una nuova stima di flussi e di k_{∞} , altrimenti si arresta.

Nella prima fase del controllo sono stati ripetuti i calcoli del Benchmark Venus-2 relativi alla valutazione del k_{∞} di 3 celle di combustibile. La tabella 1 riporta le caratteristiche salienti dei tre elementi utilizzati nel benchmark.

¹ Geometrie e materiali degli elementi di combustibile nel benchmark sono quelli tipici dei PWR.

Tabella 1 Caratteristiche degli elementi di combustibile estratti dal benchmark VENUS-2.

Pin di combustibile	3/0		4/0		2/2.7
Assemblaggio Fuel	17x17		17x17		15x15
Tipo di combustibile	UO ₂		UO ₂		UO ₂ +PuO ₂
Diametro del combustibile	0.819 cm		0.8926 cm		0.902
Materiale di cladding	Zircaloy 4		Acciaio inossidabile AISI 304		Acciaio inossidabile
Diametro esterno del cladding	0.95 cm		0.978 cm		0.978 cm
Diametro interno del cladding	0.836 cm		0.902 cm		0.902 cm
Passo della pin di combustibile	1.26 cm		1.26 cm		1.26 cm
Arricchimento ²³⁵U in UO₂	3.306 %		4.022 %		2.002 %
Arricchimento PuO₂	-		-		2.7 %
Note	Il gap tra fuel e cladding è "vuoto".		Il gap tra fuel e cladding è "vuoto".		Percentuale isotopi fissili sul PuO ₂ : ²³⁹ Pu = 79.3 %, ²⁴¹ Pu = 3.05 %.
Potenza del nocciolo	0		0		0

Nella seconda fase invece è stata ripetuta la simulazione dell'evoluzione del K_{∞} per l'elemento combustibile, le cui caratteristiche sono riportate in tabella 2.

Tabella 2 Caratteristiche del fuel assembly di riferimento “Tipo MARS”

Tipo di elemento di combustibile	“17x17”
N. di barrette di combustibile UO ₂	244
Arricchimento UO ₂	4.9%
N. di barrette di combustibile UO ₂ +Gd ₂ O ₃ (8%)	20
Arricchimento UO ₂ negli assembly con Gd ₂ O ₃	0.25%
N. di tubi guida in zircaloy	25
Diametro esterno barretta di combustibile	0.95 cm
Spessore della guaina	0.063 cm
Spessore interfaccia guaina-combustibile	0.002 cm
Lunghezza attiva del combustibile	260 cm
Passo tra barrette di combustibile	1.26 cm
Diametro esterno tubo guida	1.224 cm
Spessore tubo guida	0.04 cm
Concentrazione acido borico nel refrigerante	650 ppm
Densità di potenza del nocciolo	56 kWatt/litro
Potenza per elemento	8.5 MWatt
Water inlet temperature	214 °C
Fuel temperature	552 °C

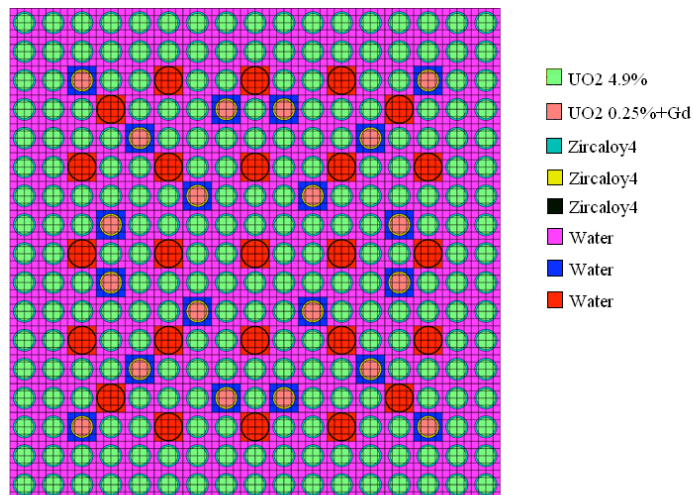


Figura 3 schema geometrico del fuel assembly.

3. Modello MCNPX

3.1. Costruzione Geometria, definizione dei Materiali.

Gli elementi di combustibile, le cui caratteristiche geometriche sono riportate nelle Tabelle 1-2, possono essere rappresentate in un modello MCNPX impiegando il metodo dei reticoli. In pratica si schematizzano gli elementi di base del sistema (barrette di combustibile, barre dei veleni e tubi guida) impiegando le espressioni di geometria combinatoria ammesse dal codice. Si procede poi alla definizione di un reticolo 17x17 (o 15x15) in cui sono posti gli elementi desiderati attraverso delle operazioni di simmetria. Le figura 4-5 riportano la rappresentazione in 3 dimensioni dei reticoli 15x15 e 17x17 impiegati nelle simulazioni Monte Carlo.

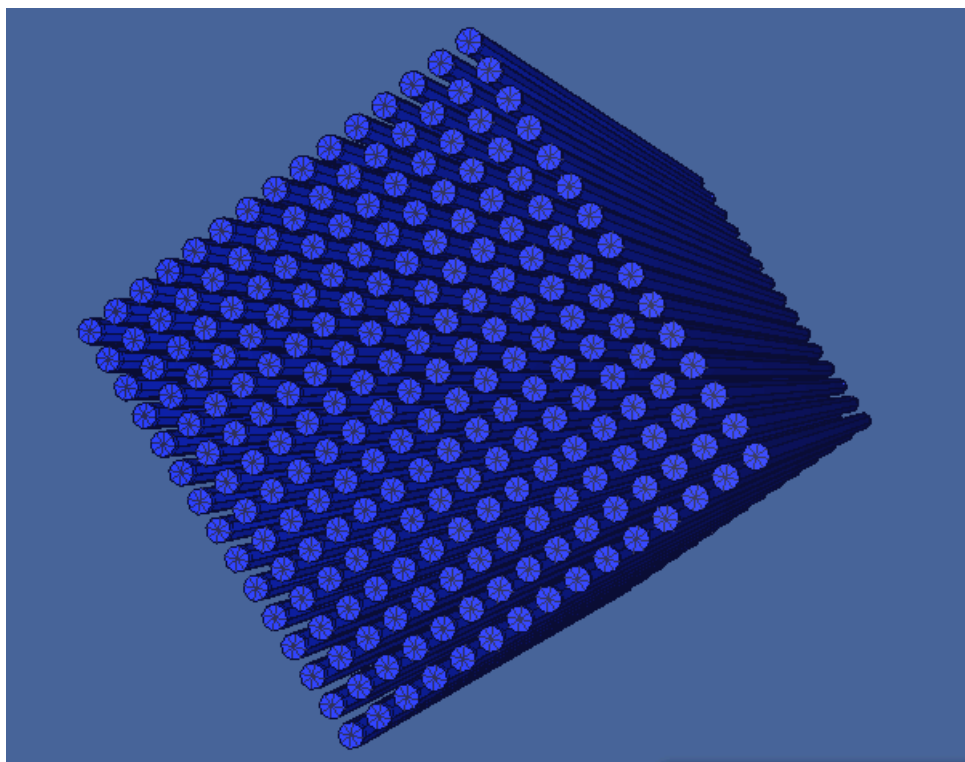


Figura 4 Network 3 D dell'assemblaggio 15x15 delle barrette nell'elemento di combustibile. La scatola di contenimento è omessa per chiarezza di rappresentazione (immagine ottenuta con Vised).

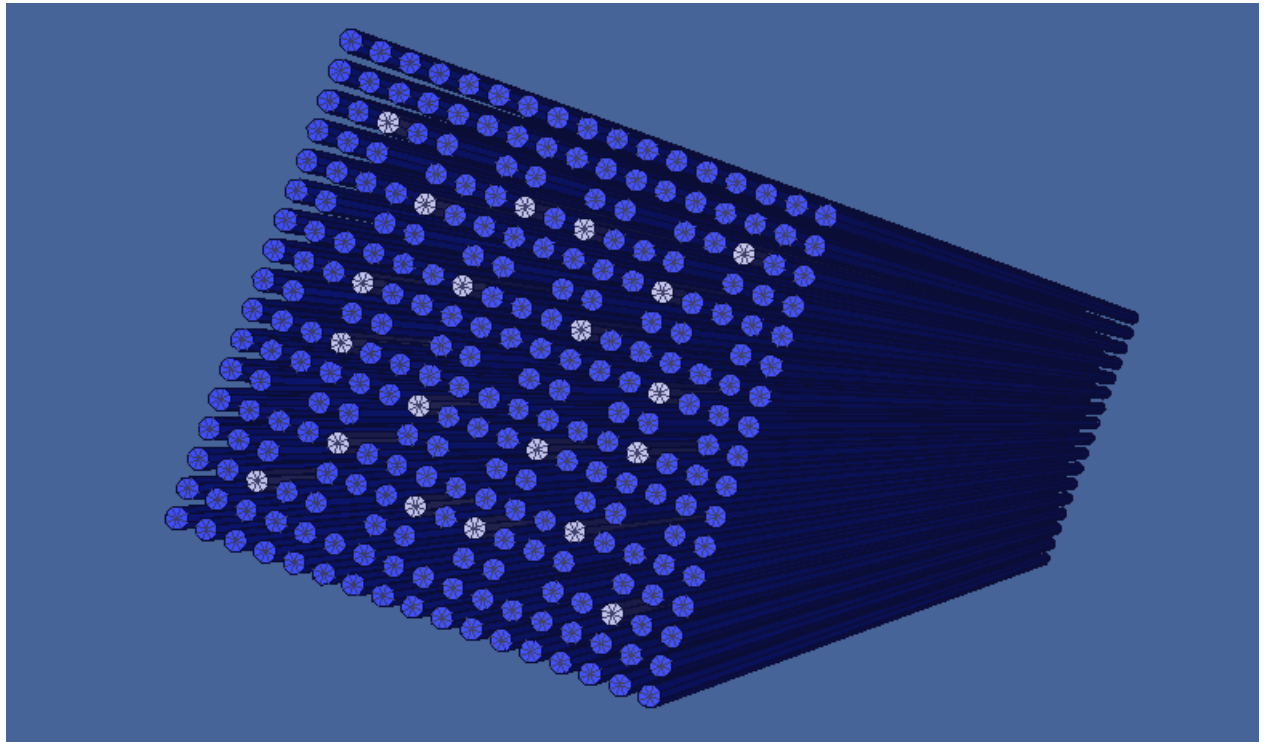


Figura 5: Network 3 D dell'assemblaggio 17x17 delle barrette nell'elemento di combustibile. La scatola di contenimento è omessa per chiarezza di rappresentazione (immagine ottenuta con Vised).

Questi assemblaggi sono delimitati da scatole di opportune dimensioni (vedi figura 6), le cui superficie laterali sono rese "riflettenti" ai neutroni in modo da simulare una geometria infinita lungo gli assi x ed y.

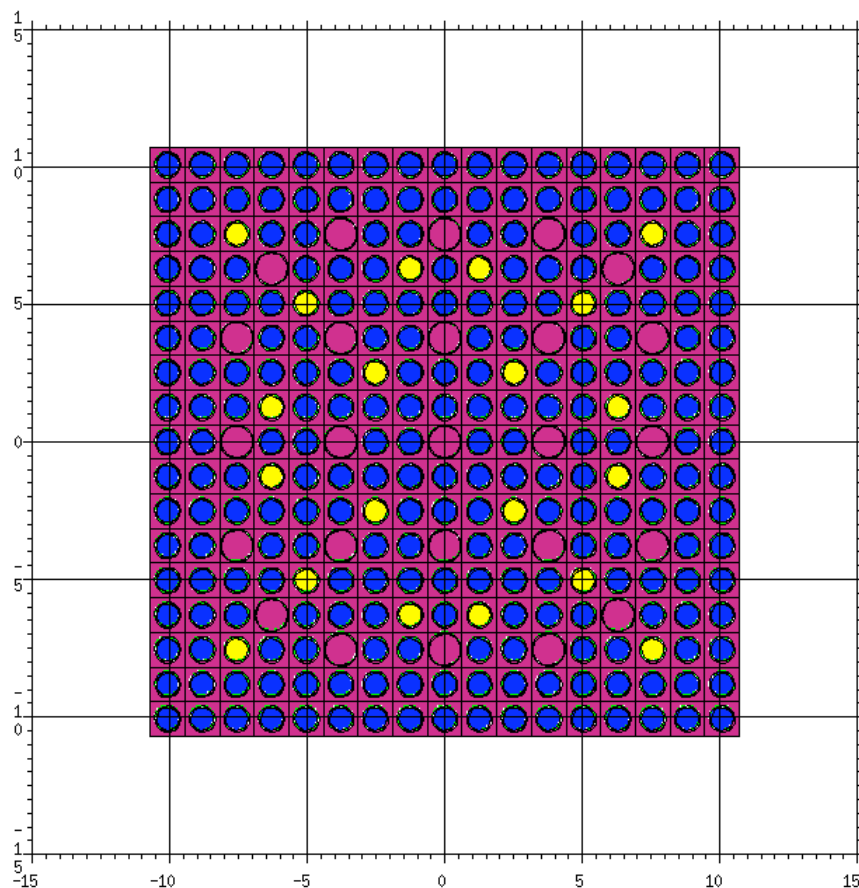


Figura 6: Plot X-Y dell'assemblaggio dell'elemento di combustibile 17x17, sono chiaramente visibili i tubi guida, le barrette di UO_2 (colore Blu) e le barre con i veleni (colore Giallo).

Risulta evidente che il trasporto neutronico è eseguito senza nessuna operazione di omogeneizzazione dei materiali sulla geometria reale. In queste condizioni, il livello di eterogeneità è molto elevato e sarebbe importante una descrizione dettagliata dei campi di temperatura che si stabiliscono, a regime, nei vari materiali. Nelle simulazioni riguardanti un elemento di combustibile 17x17 di un reattore innovativo di piccola taglia, tipo "MARS", si è assunto la temperatura del refrigerante come costante a 214 °C in tutto l'elemento di combustibile, mentre all'interno delle barre e nella guaina (cladding) la temperatura imposta è di 552 °C (vedi Tabella 2). La potenza imposta per l'elemento di combustibile è di 8.5 MegaWatt .

Nel caso delle simulazioni Venus-2, trattandosi di assemblaggi a potenza zero, si mantiene la temperatura ambiente in tutta la geometria.

Per quanto riguarda i materiali si è scelto di eseguire le simulazioni sia con dati nucleari ENDF-B VII che JEFF 3.1. Nelle tabelle 3-6 sono riportate le composizioni isotopiche dei materiali e gli identificativi relativi ai file di sezioni d'urto (cross section) neutroniche. Le composizioni dei materiali nei problemi Venus-2 sono stati copiati dalla documentazione di benchmark riferimento e rappresentati sia con dati nucleari ENDF-B VII che Jeff 3.1 (vedi Tabella 7).

Tabella 3: Composizione del refrigerante (acqua leggera con 650 ppm di Boro)

Isotopo	Frazione in Peso	Codice	
		ENDF-BVII (326 °C)*	Jeff 3.1 (26.85 °C)*
¹⁰ B	1.29e-4	5010.71c	5010.03c
¹¹ B	5.21e-4	5010.71c	5010.03c
H	0.11	1001.71c	1001.03c
¹⁶ O	0.89	8016.71c	8016.03c
S(α,β)		lwtr.61t (214 °C)	

*MCNPX effettua la correzione delle cross section alla temperatura dichiarata per il refrigerante (214 °C) prima di effettuare la simulazione.

Tabella 4: Composizione del combustibile (UO₂ d=10.96).

Isotopo	Frazione in Peso	Codice	
		ENDF-BVII (626.85 °C)*	Jeff 3.1 (626.85 °C)*
²³⁵ U	0.0432	92235.72c	5010.09c
²³⁸ U	0.8383	92238.72c	5010.09c
¹⁶ O	0.1185	8016.72c	1001.09c

*MCNPX effettua la correzione delle cross section alla temperatura dichiarata per il combustibile (552 °C) prima di effettuare la simulazione.

Tabella 5 : Composizione delle materiale di cladding (Zircalloy-4 – d= 6.56 g/cm3)

Isotopo	Frazione in Peso	Codice	
		ENDF-BVII (626.85 °C)*	Jeff 3.1 (626.85 °C)*
⁹⁰ Zr	5.06E-01	40090.72c	40090.09c
⁹¹ Zr	1.10E-01	40091.72c	40091.09c
⁹² Zr	1.69E-01	40092.72c	40092.09c
⁹⁴ Zr	1.71E-01	40094.72c	40094.09c
⁹⁶ Zr	2.75E-02	40096.72c	40096.09c
¹¹² Sn	1.41E-04	50112.72c	50112.09c
¹¹⁴ Sn	9.57E-05	50114.72c	50114.09c
¹¹⁵ Sn	4.93E-05	50115.72c	50115.09c
¹¹⁶ Sn	2.11E-03	50116.72c	50116.09c
¹¹⁷ Sn	1.11E-03	50117.72c	50117.09c
¹¹⁸ Sn	3.51E-03	50118.72c	50118.09c
¹¹⁹ Sn	1.25E-03	50119.72c	50119.09c
¹²⁰ Sn	4.72E-03	50120.72c	50120.09c
¹²² Sn	6.71E-04	50122.72c	50122.09c
¹²⁴ Sn	8.40E-04	50124.72c	50124.09c
⁵⁴ Fe	5.85E-05	26054.72c	26054.09c
⁵⁶ Fe	9.18E-04	26056.72c	26056.09c
⁵⁷ Fe	2.12E-05	26057.72c	26057.09c
⁵⁸ Fe	2.82E-06	26058.72c	26058.09c
⁵⁸ Ni	3.74E-04	28058.72c	28058.09c
⁶⁰ Ni	1.44E-04	28060.72c	28060.09c
⁶¹ Ni	6.27E-06	28061.72c	28061.09c
⁶² Ni	2.00E-05	28062.72c	28062.09c
⁶⁴ Ni	5.09E-06	28064.72c	28064.09c
¹⁷⁴ Hf	1.60E-07	72174.72c	72174.09c
¹⁷⁶ Hf	5.26E-06	72176.72c	72176.09c
¹⁷⁷ Hf	1.86E-05	72177.72c	72177.09c
¹⁷⁸ Hf	2.73E-05	72178.72c	72178.09c
¹⁷⁹ Hf	1.36E-05	72179.72c	72179.09c

*MCNPX effettua la correzione delle cross section alla temperatura dichiarata per il combustibile (552 °C) prima di effettuare la simulazione.

Tabella 6: Composizione delle barre di veleno ($Gd_2O_3-UO_2$ – $d= 10.65$ g/cm³)

Isotopo	Frazione in Peso	Codice	
		ENDF-BVII (626.85 °C)*	Jeff 3.1 (626.85 °C)*
²³⁵ U	0.00203	92235.72c	5010.09c
²³⁸ U	0.80895	92238.72c	5010.09c
¹⁶ O	0.1009	8016.72c	1001.09c
¹⁵² Gd	1.6e-04	64152.72c	64152.09c
¹⁵⁴ Gd	1.74e-03	64154.72c	64154.09c
¹⁵⁵ Gd	1.18e-02	64155.72c	64155.09c
¹⁵⁶ Gd	1.64e-02	64156.72c	64156.09c
¹⁵⁷ Gd	1.25e-02	64157.72c	64157.09c
¹⁵⁸ Gd	1.99e-02	64158.72c	64158.09c
¹⁶⁰ Gd	1.75e-02	64160.72c	64160.09c

*MCNPX effettua la correzione delle cross section alla temperatura dichiarata per il combustibile (552 °C) prima di effettuare la simulazione

3.2. Piano di Calcolo

La tabella 7 riassume il set di calcoli eseguiti. I quattro casi sono stati eseguiti sia con le cross section ENDF che con le JEFF31. Le prime sei simulazioni riguardano il benchmark Venus-2 e la stima di k a potenza zero, mentre le ultime due stimano l'evoluzione del k_{∞} su un ciclo di vita di 2000 giorni del sistema con step di calcolo di 100 giorni.

Tabella 7: Simulazioni eseguite con MCNPX.

Simulazione	Elemento combustibile	Tipo	Commenti
Venus2.2A	15x15	KCODE	Cross Section ENDF-B VII, Potenza zero, stima k_{∞} . Combustibile UO_2+PuO_2 (Vedi tabella 1).
Venus2.2B	15x15	KCODE	Cross Section Jeff 31, Potenza zero, stima k_{∞} . Combustibile UO_2+PuO_2 (Vedi tabella1).
Venus3A	17x17	KCODE	Cross Section ENDF-B VII, Potenza zero, stima k_{∞} . Combustibile UO_2 (Vedi tabella 1).
Venus3B	17x17	KCODE	Cross Section Jeff 31, Potenza zero, stima k_{∞} . Combustibile UO_2 (Vedi tabella1).
Venus4A	17x17	KCODE	Cross Section ENDF-B VII, Potenza zero, stima k_{∞} . Combustibile UO_2 (Vedi tabella 1).
Venus4B	17x17	KCODE	Cross Section Jeff 31, Potenza zero, stima k_{∞} . Combustibile UO_2 (Vedi tabella 1).
MARS.ENDF	17x17	BURN	Evoluzione di k_{∞} su 2000 giorni di funzionamento del sistema senza nessuna sosta. Potenza imposta 8.5 MWatt per elemento (Vedi tabella 2). Cross Section ENDF-B VII.
MARS.JEFF	17x17	BURN	Evoluzione di k_{∞} su 2000 giorni di funzionamento del sistema senza nessuna sosta. Potenza imposta 8.5 MWatt per elemento (Vedi tabella 2). Cross Section JEFF31.

4. Risultati

4.1. Benchmark Venus-2

La tabella 8 riporta il confronto tra i risultati ottenuti nel presente rapporto con MCNPX e quelli della sequenza SCALE/TRITON. Per facilitare il confronto sono stati aggiunti i valori medi calcolati sull'involuppo dei risultati forniti dai partecipanti al benchmark.

Tabella 8

Partecipante	Codice	Libreria	Venus3		Venus4		Venus2.2	
			K_{∞}	E% [E/ σ]	K_{∞}	Dev. [%]	K_{∞}	E% [E/ σ]
SCALE/TRITON	SCALE5	ENDF/B-V	1.41104	0.32	1.33035	-0.55	1.25771	0.03
MCNPX_ENDF	MCNPX	ENDF/B-VII	1.40704	0.04	1.32905	0.04	1.25460	0.05
MCNPX-JEFF	MCNPX	JEFF31	1.40446	0.04	1.32679	0.04	1.25356	0.05
AVERAGE*			1.40656		1.3376		1.25737	

*esclusi i risultati presentati in questo rapporto.

Sia i risultati ottenuti nel presente rapporto che quelli della sequenza TRITON/SCALE sono in ottimo accordo con i dati elaborati nel benchmark Venus-2. I valori forniti con l'uso delle cross section ENDF-B VII sono leggermente più elevati di quelli ottenuti con le JEFF31. In generale i risultati MCNPX tendono a stimare un K più basso di quelli SCALE/TRITON.

4.2. Elemento tipo MARS

La figura 7 e la tabella 9 riportano il confronto tra il calcolo di K_{∞} stimato da MCNPX (cross section ENDF-B VII) e quello della sequenza SCALE/TRITON su un ciclo di funzionamento di 2000 giorni. I due codici prevedono una crescita della reattività, coincidente con il progressivo bruciamento del Gadolinio, nei primi 700 giorni di funzionamento.

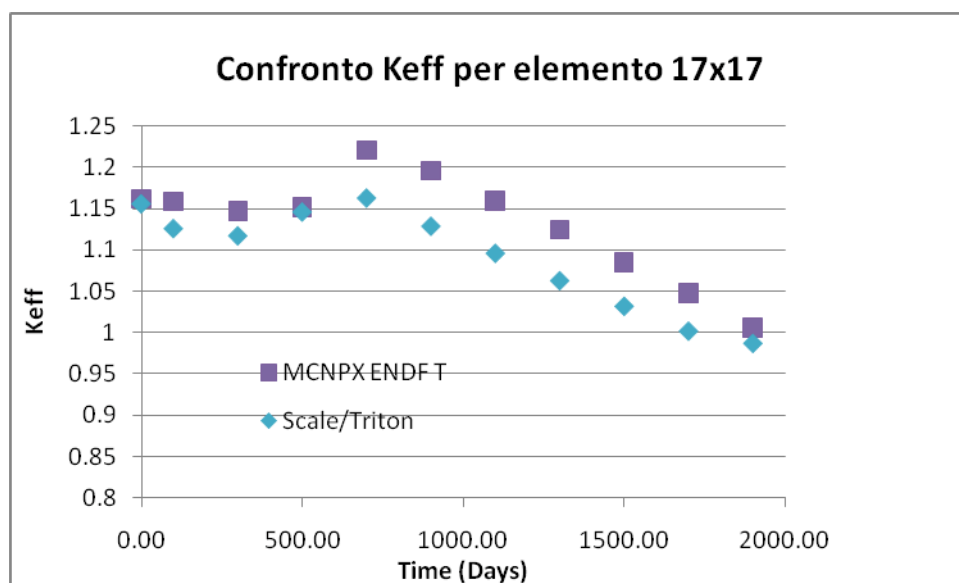


Figura 7: Confronto tra MCNPX con ENDF-VIII elaborate alle temperature medie di cella e Scale/Triton sull'elemento di combustibile 17x17 con 20 barre al Gd₂O₃ (8% wt Gd).

Nel periodo successivo la reattività diminuisce monotonamente in accordo con il bruciamento del combustibile.

Tabella 9 Analisi dell'evoluzione del k_{∞} e delle figure di Burn-up del sistema tipo MARS. ENDF-B VII

Time (Days]	K_{∞}		Total neutron flux [n/cm ² /sec]	burnup [GWatt/Day]	Total Mass of ¹⁵⁵ Gd [g]
	MCNPX	Scale/Triton			
0.00E+00	1.16168	1.15536	1.42E+14	0.00E+00	3.45E+02
1.00E+02	1.15842	1.125687	1.44E+14	2.45E+00	3.09E+02
3.00E+02	1.14682	1.117012	1.49E+14	7.35E+00	2.24E+02
5.00E+02	1.1520	1.145705	1.54E+14	1.23E+01	9.71E+01
7.00E+02	1.22094	1.162417	1.54E+14	1.72E+01	0.00E+00
9.00E+02	1.19585	1.128549	1.60E+14	2.21E+01	0.00E+00
1.10E+03	1.15971	1.095919	1.68E+14	2.70E+01	0.00E+00
1.30E+03	1.12447	1.062933	1.76E+14	3.19E+01	0.00E+00
1.50E+03	1.08462	1.032168	1.85E+14	3.68E+01	0.00E+00
1.70E+03	1.04787	1.002192	1.95E+14	4.17E+01	0.00E+00
1.90E+03	1.006	0.987489	2.07E+14	4.66E+01	0.00E+00

I dati riportati in figura 8 e Tabella 10 confermano, nel caso dell'uso delle cross section JEFF31, il trend già visto con le ENDF.

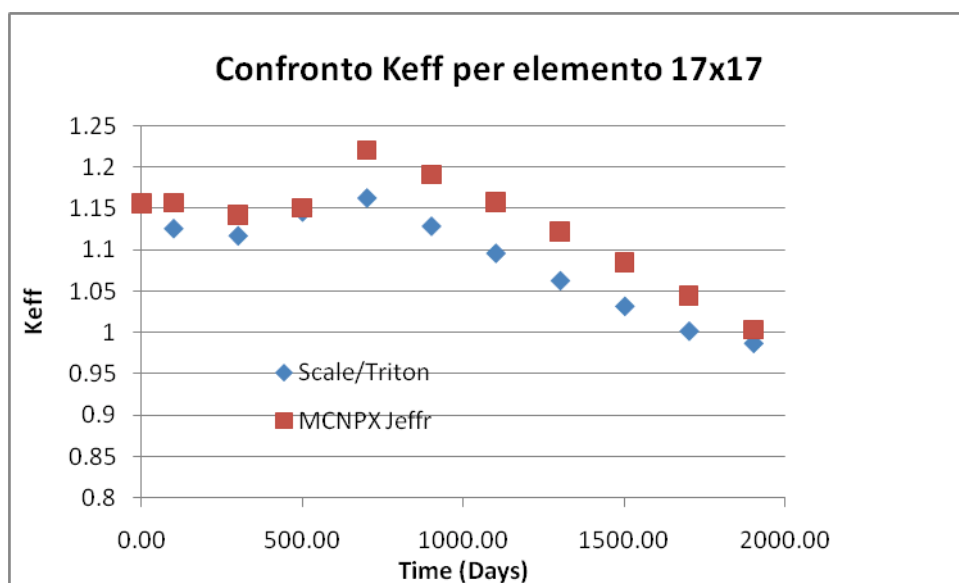


Figura 8: tra MCNPX con Jeffr elaborate alle temperature medie di cella e Scale/Triton sull'elemento di combustibile 17x17 con 20 barre al Gd₂O₃ (8% wt Gd).

Tabella 10: Analisi dell'evoluzione del k_{∞} e delle figure di Burn-up del sistema tipo MARS. JEFF31

Time (Days)	K_{∞}		Total neutron flux [n/cm ² /sec]	burnup [GWatt/Day]	Total Mass of ¹⁵⁵ Gd [g]
	MCNPX	Scale/Triton			
0.00E+00	1.1560	1.155536	1.42E+14	0.00E+00	3.45E+02
1.00E+02	1.1570	1.125687	1.44E+14	2.45E+00	3.09E+02
3.00E+02	1.1421	1.117012	1.49E+14	7.35E+00	2.23E+02
5.00E+02	1.1508	1.145705	1.53E+14	1.23E+01	9.56E+01
7.00E+02	1.2203	1.162417	1.55E+14	1.72E+01	1.32E+00
9.00E+02	1.1911	1.128549	1.60E+14	2.21E+01	0.00E+00
1.10E+03	1.1581	1.095919	1.68E+14	2.70E+01	0.00E+00
1.30E+03	1.1216	1.062933	1.76E+14	3.19E+01	0.00E+00
1.50E+03	1.0844	1.032168	1.85E+14	3.68E+01	0.00E+00
1.70E+03	1.0447	1.002192	1.96E+14	4.17E+01	0.00E+00
1.90E+03	1.0035	0.987489	2.07E+14	4.66E+01	0.00E+00

Infine, nella Tabella 11 si possono confrontare le stime ottenute a inizio ciclo, all'esaurimento del Gd (fine bruciamento dei veleni), e a fine ciclo. La fine del ciclo è stata valutata partendo dal presupposto che il buckling assiale fornirebbe circa 4000 pcm di leakage e quindi la riserva di reattività effettiva dovrebbe finire quando K_{∞} vale circa 1.04.

Tabella 11 confronto tra i parametri ad inizio e fine ciclo.

CODICE	Begin Of Cycle	Bruciamento totale dei Veleni		End Of Cycle		
	K_{∞}	K_{∞}	Days	$*K_{\infty}$	Days	BurnUp GWatt/Day
TRITON/Scale	1.155536	1.162417	700	1.0400	1400	30.03
MCNPX-ENDF	1.16168	1.22094	700	1.04787	1700	41.7
MCNPX-JEFF	1.15600	1.2203	700	1.0447	1700	41.7

*Si assume un leakage pari a 4000 pcm.


Si vede come MCNPX preveda un brusco salto di reattività nei primi 700 giorni di funzionamento (circa 5000 PCM) che invece nella simulazione SCALE/TRITON è di circa 600 PCM. La fine del ciclo prevista da MCNPX avviene dopo 1700 giorni di funzionamento con un burnup più spinto (41.7 GWatt/Day) rispetto a quello stimato da TRITON/SCALE che è di circa 1400 giorni (30.3 GWatt/Day).

Questa grande differenza nella valutazione del salto di reattività al bruciamento totale dei veleni e del periodo di fine ciclo deve essere valutata con attenzione.

Nel modello MCNPX le possibili fonti di errore prendono origine da:


- **Inadeguata correzione delle cross section per la temperatura di cella.**
Imponendo infatti un'unica temperatura tutta la lunghezza delle barrette di combustibile e dei veleni, si rischia di smorzare gli effetti di eterogeneità del sistema .
- **Inadeguata distribuzione della potenza totale nell'elemento.**
La ripartizione della potenza sulle barrette di combustibile dell'elemento è funzione delle medie della distribuzione di fissione totale sul volume totale della barretta stessa. In questo modo si smorzano le differenze assiali nei flussi e nella valutazione dei prodotti di fissione.

Andrebbe quindi eseguito uno studio per stabilire la distribuzione assiale della densità di potenza negli elementi di combustibile e nelle barrette di veleni. Da questi dati risalire ai campi di temperatura assiali che permettono di scegliere come suddividere, nella geometria MCNPX, le barrette di combustibile in celle di altezza adeguata a rappresentare le variazioni assiali di temperatura.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 013	0	L	20	21

5. Conclusioni

- Dal punto di vista qualitativo i risultati ottenuti da MCNPX rispecchiano i trend stabiliti con SCALE.
- Le differenze salienti sono soprattutto nella diversa escursione di reattività (5000 PCM) ottenuta con MCNPX al momento dell'esaurimento dei veleni bruciabili. Tale comportamento del sistema, se confermato, richiederebbe una revisione dei sistemi proposti. Risulta evidente che, data la buona convergenza dei risultati nel caso del benchmark Venus-2, la maggiore fonte di discrepanza tra i due codici sia imputabile al diverso trattamento degli effetti di eterogeneità (Profili di temperatura, distribuzione di potenza e di flusso).
- E' necessario quindi un confronto approfondito tra le due metodologie di calcolo per stabilire l'origine di tali discrepanze.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 013	0	L	21	21

6. Riferimenti Bibliografici

1. World Nuclear Association, “Small Nuclear Power Reactors”, 2009.
2. Vladimir Kuznetsov, “Opportunities, Challenges and Common Design Objectives for Innovative Small and Medium Sized Reactors”, 2007.
3. A. Gandini, A. Naviglio, S. Zanot “ Analisi di configurazioni critiche di reattori di noccioli PWR di piccola taglia e alto burnup” Rapporto NNFISS-LP2-019 .
4. E. Mainardi, “The MAUS nuclear space reactor with ion propulsion system”, Nuclear Instrum. and Method in Physics Research A 561(2006) 331-335. Scale: A Modular System for Performing Standardized Computer Analyses” ORNL/TM-2005/39, Version 6, January 2009.
5. M. D. De Hart, “TRITON: a two-dimensional depletion sequence for characterization of spent nuclear fuel”, ORNL/NUREG/CSD-2/R7, 2004.
6. M. D. De Hart, “NEWT: a new transport algorithm for two dimensional discrete ordinates analysis in non-orthogonal geometries”, ORNL/NUREG/CSD-2/R7, 2004.
7. I. C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall, “ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS”, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol. II, Sect. F7, January 2009
8. Denise B. Pelowitz, editor MCNPX USER’S MANUAL Version 2.5.0 April 2005 LACP050369.
9. NEA, “Benchmark on the Three-dimensional VENUS-2 MOX Core Measurements”, NEA/NSC/DOC (2003)5, 2004.
10. S. Caterino, “Verifiche neutroniche relative a due modelli di nocciolo per reattore PWR con gestione del combustibile a 4 cicli di ricarica e a ciclo unico di irraggiamento”, CERSE-UNIROMA1 RL 1151/2008, Roma, 2008.
11. W. B. Wilson, S. T. Cowell, T. R. England, A. C. Hayes & P. Moller “A Manual for CINDER'90 Version 07.4 Codes and Data” , LA-UR-07-8412 (December 2007, Version 07.4.2 updated March 2008).