



Calcoli di inventari di nocciolo per le
centrali frontaliere a combustibile misto
UOX-MOX e valutazione del termine
sorgente in condizioni incidentali
severe per alcune sequenze
di particolare interesse

F. Rocchi, A. Guglielmelli, M. Sumini



CALCOLI DI INVENTARI DI NOCCIOLO PER LE CENTRALI FRONTALIERE A COMBUSTIBILE MISTO UOX-MOX E VALUTAZIONE DEL TERMINE SORGENTE IN CONDIZIONI INCIDENTALI SEVERE PER ALCUNE SEQUENZE DI PARTICOLARE INTERESSE

F. Rocchi - ENEA, A. Guglielmelli, M. Sumini - CIRTEN: CERSE-UNIBO

Settembre 2015

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA Piano Annuale di Realizzazione 2014

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

Linea: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Obiettivo: Valutazione degli incidenti e delle loro conseguenze

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

CALCOLI DI INVENTARI DI NOCCIOLO PER LE CENTRALI FRONTALIERE A COMBUSTIBILE MISTO UOX-MOX E VALUTAZIONE DEL TERMINE SORGENTE IN CONDIZIONI INCIDENTALI SEVERE PER ALCUNE SEQUENZE DI PARTICOLARE INTERESSE

C wŭŏŏ'1ŋ 9b9! ! DŃ°pQ\$PΨ\$PPQ a {ŃΨŋŋ /Lw£9b /9w{9 \$bL.h

Settembre 2015

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2014

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 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 per le centrali frontaliere a combustibile misto UOX-MOX e valutazione del termine sorgente in condizioni incidentali severe per alcune sequenze di particolare interesse.

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

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

Argomenti trattati: LWR, Neutronica ed Inventari di Nocciolo MOX, Termine Sorgente MOX

Sommario

Il rapporto descrive i risultati ottenuti nella valutazione neutronica di un sistema a combustibile misto UOX-MOX e nel calcolo del termine sorgente per una delle sequenze incidentali severe a maggior impatto radiologico per i sistemi LWR. In particolare, nella prima parte, mediante l'utilizzo delle sequenze funzionali T-NEWT e T-DEPL della suite di SCALE 6.1.3, viene presentato il risultato dell'analisi neutronica (k_{eff} vs burn-up, spettro neutronico e mappe di potenza) per una particolare configurazione di assembly MOX attualmente utilizzata negli impianti nucleari di potenza. Successivamente, seguendo la metodologia implementata nell'annualità 2012 dell'AdP ENEA-MSE ed utilizzando il codice stand-alone ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.1.3, si è proceduto alla valutazione dell'inventario di un nocciolo - secondo le configurazioni full MOX ed a 1/3 di MOX - per una delle 26 centrali frontaliere che distano dal confine nazionale meno di 200 Km. Nella seconda parte, seguendo la metodologia proposta nella letteratura regolatoria open-source americana ampiamente discussa nella precedente annualità, si è realizzato un calcolo di termine sorgente a partire da un inventario di nocciolo al 40% MOX utilizzando l'aggiornamento delle frazioni di rilascio dei radionuclidi per combustibile al 40% MOX contenuta nei rapporti tecnici (SAND2008-6665 e SAND2011-0128) dei laboratori nazionali SANDIA degli Stati Uniti.



Note:

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

(1) ENEA

(2) CIRTEN – UNIBO

Riferimento documento: CERSE-UNIBO RL 1359/2015

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	9/09/2015	NOME	Federico Rocchi	Felice De Rosa	Felice De Rosa
			FIRMA	<i>Federico Rocchi</i>	<i>Felice De Rosa</i>	<i>Felice De Rosa</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 2	di 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	-------------------------	------------------------

Indice Generale

Indice Generale.....	2
1. Introduzione.....	3
2. Caratterizzazione neutronica di un sistema con combustibile MOX.....	3
3. Inventario di nocciolo misto UOX-MOX.....	14
4. Rapporti tecnici SANDIA 2008-6665 e 2011-0128.....	21
4.1 Limitazioni dello studio.....	22
4.2 Specifiche d'impianto e valutazione dei prodotti di fissione per combustibile MOX.....	22
4.3 Sequenze incidentali per la valutazione del termine sorgente.....	25
4.4 Frazioni di rilascio per gruppi di radionuclidi.....	29
5. Calcolo del termine sorgente per un inventario di nocciolo al 40% MOX.....	33
6. Conclusioni.....	37
Indice delle Tabelle.....	38
Indice delle Figure.....	38
Riferimenti bibliografici.....	40

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	-------------------------	------------------------

1. Introduzione

Il presente documento tecnico riporta un aggiornamento delle conoscenze acquisite nelle precedenti annualità dell'Accordo di Programma (AdP) tra l'Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie, l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile (ENEA) ed il Ministero dello Sviluppo Economico (MSE) [1,2] in merito alla determinazione dell'inventario di nocciolo delle centrali distanti dal confine nazionale meno di 200 km ed alla valutazione del termine sorgente di impianti nucleari ad acqua leggera (LWR) in condizioni incidentali severe. L'aggiornamento è connesso al fatto che 15 delle 26 centrali nucleari frontaliere sono state negli ultimi anni riconvertite per essere caricate ed operate con combustibile costituito da una miscela omogenea di ossidi misti di uranio e plutonio (MOX). Si è, pertanto, ritenuto indispensabile indagare l'influenza della configurazione di combustibile per 1/3 ad ossidi misti sul valore dell'inventario di nocciolo (IC) in condizioni di ciclo di equilibrio (MOC). L'aggiornamento del IC è stato successivamente utilizzato per effettuare, previa revisione della metodologia di calcolo secondo le recenti valutazioni dei rilasci dei radionuclidi nel contenimento per combustibile MOX proposte dai laboratori nazionali degli Stati Uniti SANDIA [3,4], una valutazione preliminare del termine sorgente (TS) per una delle sequenze incidentali a maggior impatto radiologico di un sistema PWR.

Il calcolo dell'inventario di nocciolo è stato effettuato secondo la metodologia descritta in [1], mentre la determinazione del termine sorgente è stata realizzata secondo la metodica ampiamente analizzata nell'annualità 2013 dell'AdP ENEA-MSE [5].

Il documento è articolato in due parti: la prima fornisce un'analisi neutronica dei sistemi a combustibile MOX riportando i risultati ottenuti in merito alla caratterizzazione neutronica di un assembly Areva AFA-3G (k_{inf} vs burn-up, spettro neutronico e mappe di potenza relativa) ed al calcolo dell'attività e della potenza di decadimento esibita da un inventario di combustibile full-MOX ed ad 1/3 MOX per un PWR da 900 MWe (assimilabile ad un nocciolo di una delle 15 centrali a combustibile ad ossidi misti di uranio e plutonio summenzionate). La seconda parte riporta una sintesi del contenuto dei documenti tecnici SANDIA [3,4] per poi proporre un calcolo – aggiornato alle frazioni di rilascio dei radionuclidi dal nocciolo al contenimento proposte dal SANDIA stesso – del termine sorgente per un combustibile al 40% MOX adottando una delle sequenze incidentali severe per PWR a maggior impatto radiologico secondo la metodologia implementata nella letteratura regolatoria open-source americana [6].

2. Caratterizzazione neutronica di un sistema con combustibile MOX

Gli isotopi dispari del plutonio (^{239}Pu , ^{241}Pu) contribuiscono significativamente alla produzione di energia da fissione, mentre gli isotopi pari non fissionano in modo rilevante e possono essere considerati come assorbitori neutronici; fa eccezione il ^{240}Pu che è considerabile un isotopo fertile poiché, per cattura neutronica, produce l'isotopo fissile ^{241}Pu . La Fig. 1 evidenzia come gli isotopi fissili del plutonio abbiano una sezione d'urto di fissione in zona termica (0.065 - 1 eV) sensibilmente maggiore (con una differenza massima di più di un ordine di grandezza) rispetto a quella del ^{235}U .

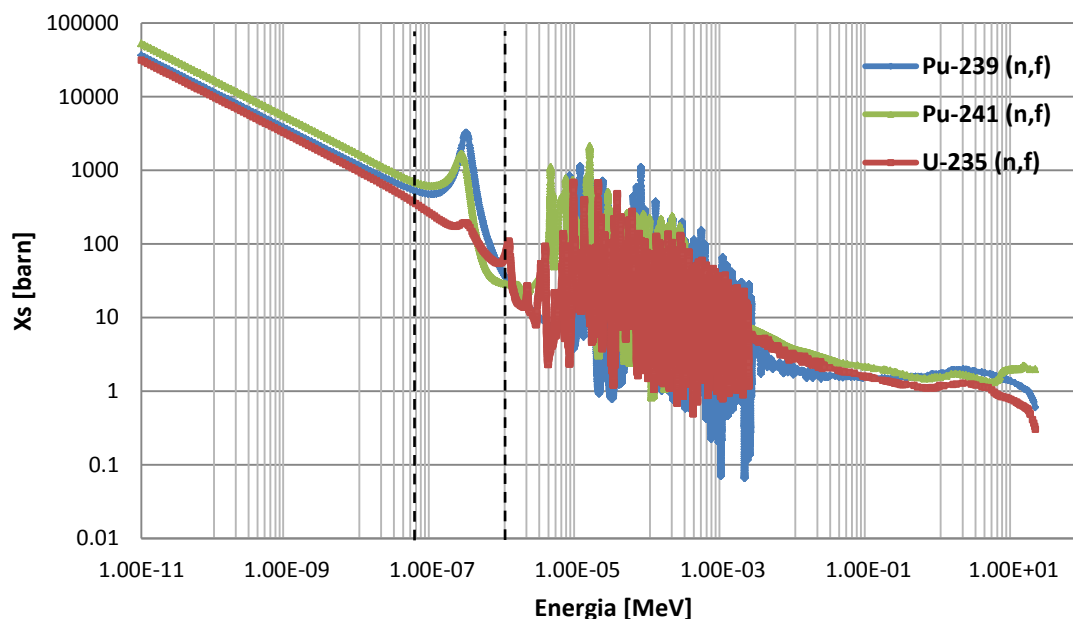


Figura 1: Sezioni d'urto microscopiche di fissione ^{235}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu (dati ENDF/B-VII.1)

Se si realizzassero due sistemi UOX e MOX con uguale concentrazione di fissile – ^{235}U per il sistema UOX e gli isotopi dispari del plutonio per il sistema MOX – la circostanza sopra descritta non comporterebbe una maggiore reattività del sistema MOX, poiché ^{239}Pu e ^{241}Pu hanno, al contempo, una sezione d'urto di assorbimento in campo termico maggiore di quella del ^{235}U per come evidenziato nella Fig. 2.

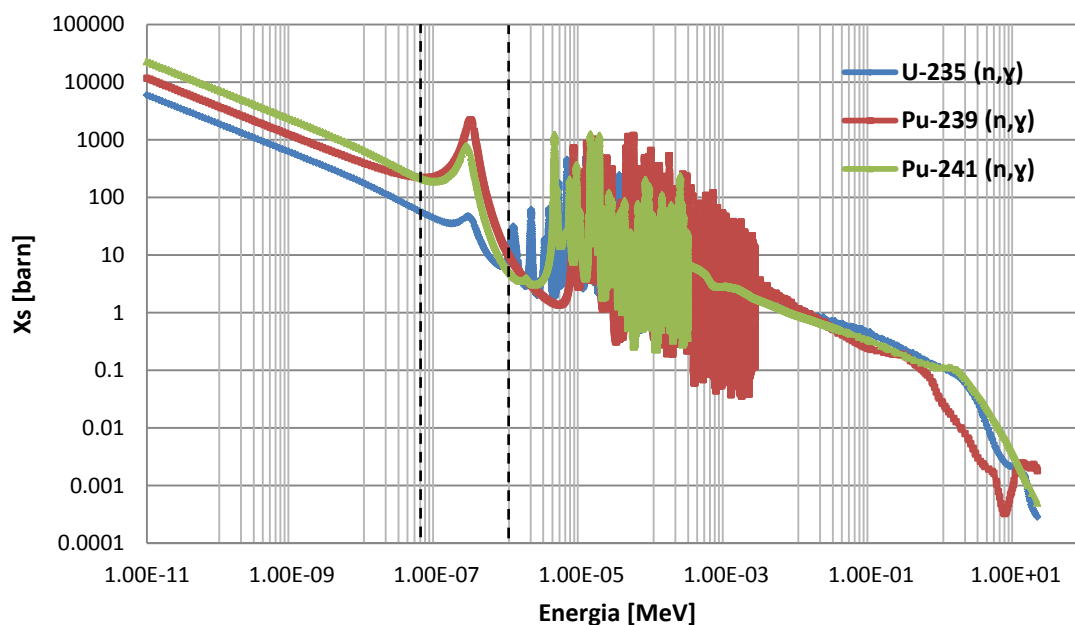


Figura 2: Sezioni d'urto microscopiche di cattura ^{235}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu (dati ENDF/B-VII.1)

La Tab. 1 riporta i valori a 0.025 eV delle sezioni d'urto di fissione e di assorbimento del ^{239}Pu , ^{241}Pu e del ^{235}U [7].

Tabella 1: Valore delle sezioni d'urto microscopiche del ^{235}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu

Parametri	^{235}U	^{239}Pu	^{241}Pu	$(^{235}\text{U}/^{239}\text{Pu})$	$(^{235}\text{U}/^{241}\text{Pu})$
Xs di fissione termica	585	748	1012	0.782	0.578
Xs di assorbimento termico	98.7	271	363	0.364	0.272

Si noti come, sostituendo l' ^{235}U con il ^{239}Pu e il ^{241}Pu , si ha un incremento (30 – 70 %) della sezione d'urto di fissione ed un contemporaneo significativo aumento (170 – 270 %) della sezione d'urto di cattura. Se a ciò si aggiunge la condizione fisica per la quale le sezioni d'urto di assorbimento degli isotopi pari del plutonio (^{240}Pu e ^{242}Pu) hanno forti picchi di risonanza in zona termica (Fig. 3), si capisce il motivo per cui, se si vuole realizzare un assembly MOX che esibisca una reattività equivalente ad un assembly UOX, è necessario equipaggiare il sistema MOX con un quantitativo totale di Pu sicuramente maggiore dell'arricchimento in ^{235}U presente nel sistema UOX.

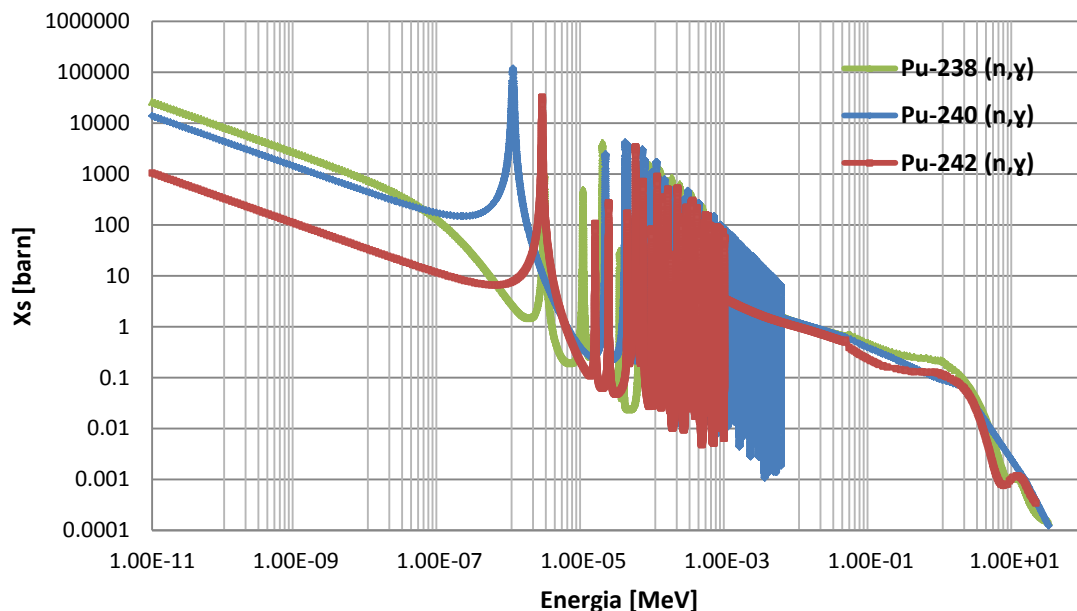


Figura 3: Sezioni d'urto microscopiche di cattura degli isotopi pari del plutonio (dati ENDF/B-VII.1)

Nella regione di importanza neutronica per la fissione – sino a circa 1 eV – la sezione d'urto totale di assorbimento di un assembly MOX è circa 2 o 3 volte superiore a quella di un sistema equivalente ad UO_2 . La sorgente neutronica di un sistema MOX, poiché vi è una modesta differenza nel numero di neutroni medi rilasciati per fissione tra U ed Pu, è, a parità di potenza, approssimativamente la stessa di un sistema UOX. La Tab. 2 riporta alcune proprietà nucleari per l' ^{235}U ed il ^{239}Pu [8].

Tabella 2: Parametri neutronici ^{235}U e ^{239}Pu

Parametro	^{235}U	^{239}Pu
Numero medio di neutroni per fissione (ν)	2.43	2.87
Energia per fissione (MeV)	192.9	198.5
Frazione di neutroni ritardati	0.0065	0.0020

La diminuzione della frazione di neutroni ritardati nel ^{239}Pu rispetto al ^{235}U , comporta una cinetica di risposta neutronica più rapida per un cambio di reattività del sistema.

Lo spettro neutronico di un sistema MOX differisce significativamente da quello di un sistema UOX poiché i neutroni da fissione, pur essendo moderati allo stesso modo nei due sistemi, giunti in zona termica vengono maggiormente assorbiti – a causa delle più alte sezioni d’urto di assorbimento termico – in un sistema MOX rispetto ad un sistema UOX. Il risultato finale è che in un sistema MOX mentre il flusso veloce, normalmente considerato tale sopra i 0.6 eV, rimane pressochè invariato, il flusso termico subisce una diminuzione. L’indice spettrale, rapporto tra il flusso veloce e quello termico, risulta quindi maggiore in un sistema MOX e lo spettro diventa complessivamente più ‘duro’.

A conferma di quanto affermato precedentemente, sono state realizzate delle simulazioni con la sequenza funzionale T-NEWT della suite SCALE 6.1.3 per un assembly UOX al 3.7 w/o in ^{235}U ed un assembly MOX con una percentuale media di Plutonio pari al 6.85 w/o (cosiddetto valore di “MOX parity”) in condizioni operative di HFP (combustibile 923 K, cladding 608 K, moderatore 578 K). Le Fig. 4 e 5 riportano le configurazioni geometriche e la distribuzione dei materiali degli assembly UOX e MOX utilizzati nel calcolo.

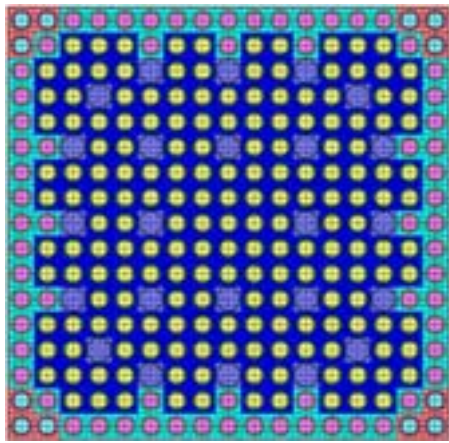


Figura 4: Assembly MOX

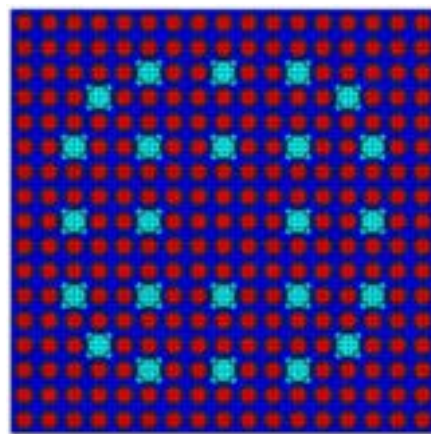


Figura 5: Assembly UOX

La Fig. 4 evidenzia come l’assembly MOX sia stato modellizzato secondo la configurazione prevista per gli assembly MOX AREVA AFA-3G¹ i quali presentano al loro interno tre tipologie di pin di combustibile arricchite con differenti tenori in Plutonio (9.8, 6.5 e 2.3 w/o). La composizione isotopica utilizzata per il plutonio (incluso l’Am-241) e per l’uranio depleto è stata scelta in modo tale da corrispondere alla composizione isotopica tipica di un combustibile MOX irraggiato in un nocciolo misto UO₂-MOX secondo quanto riportato nel benchmark NEA/NSC/DOC/(2007)9 [9].

Tabella 3: Vettore isotopico del Plutonio e dell’Uranio - assembly MOX

Vettore isotopico del Plutonio [-]	Frazione atomica [%]	Vettore isotopico dell’Uranio [-]	Frazione atomica [%]
Pu-238	0.8	U-234	0.002
Pu-239	66.7	U-235	0.22
Pu-240	20.6	U-236	0.004
Pu-241	7.5	U-238	99.77
Pu-242	2.9		
Am-241	1.5		

¹ Fonte: Global2011, “MOX use in PWRs EDF operation experience”, Jean-Luc Provost Nuclear Operation Division EDF – Generation, Japan, December 2011.

Le mappe di flusso termico risultanti dal calcolo effettuato sulle due configurazioni di assembly sono riportate in Fig. 6.

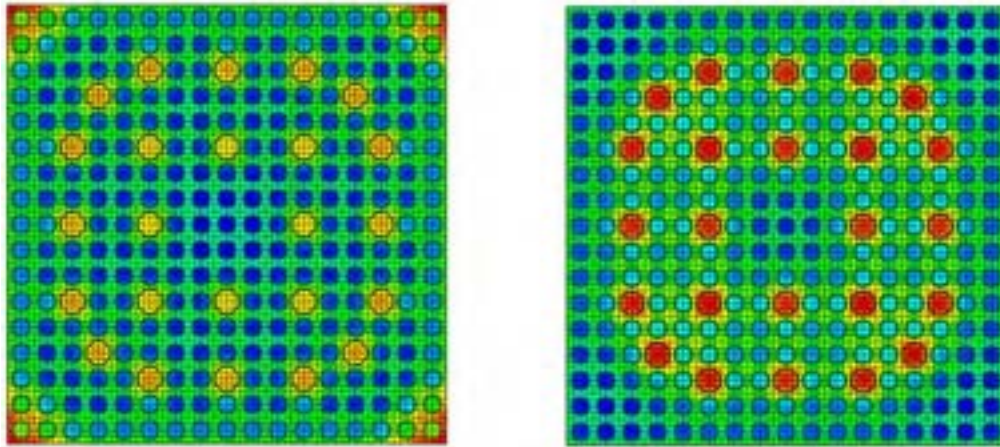


Figura 6: Mappe di Flusso termico assembly UO₂ (dx) e MOX (sx)

Lo spettro neutronico critico calcolato per i due assembly analizzati viene riportato nella Fig. 7.

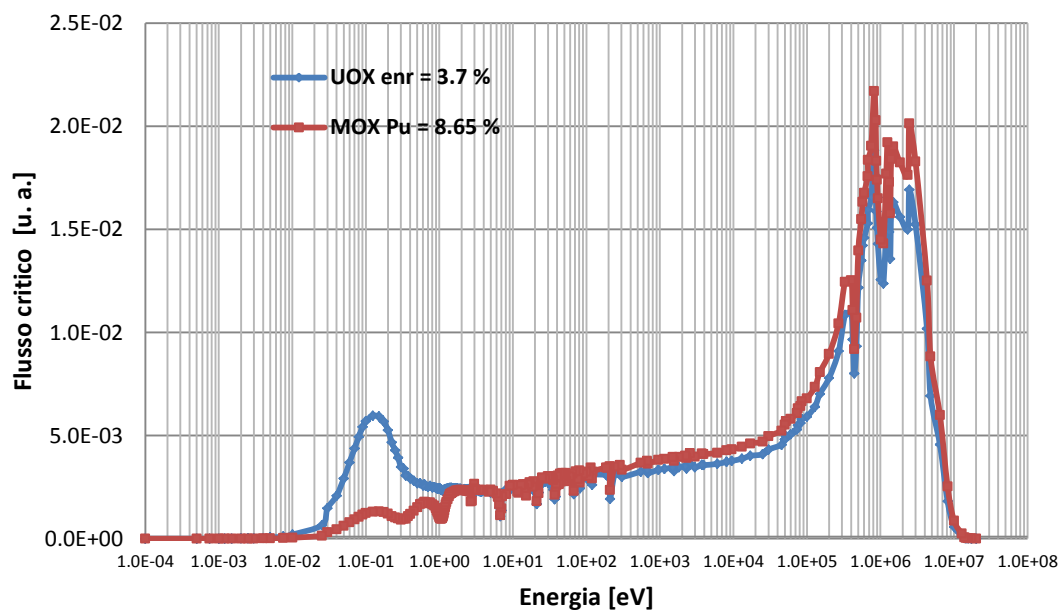


Figura 7: Confronto spettro critico assembly UOX e MOX

La Fig. 7 mostra molto bene come un assembly in configurazione MOX esibisca un sensibile aumento della componente veloce dello spettro (circa il 10% in tutta la regione veloce), una più marcata diminuzione della componente termica (circa un fattore 4) ed un'inversione della concavità nell'andamento del flusso in zona termica in corrispondenza dei picchi delle sezioni d'urto d'assorbimento degli isotopi del plutonio. Il valore dell'indice spettrale per entrambe le tipologie di assembly analizzate viene riportato in Tab. 4.

Tabella 4: Confronto indice spettrale assembly UOX - MOX

Assembly	Indice spettrale (flusso veloce/flusso termico)
UOX	6.5
MOX	28.1

Si è anche verificato il comportamento neutronico degli assembly in condizioni di funzionamento all'interno del sistema reattore valutando l'andamento dello spettro neutronico in condizione di MOC. L'inventario dei radionuclidi necessari per il calcolo e presenti in condizioni di MOC (BU=24 GWd/MTU, funzionamento del reattore a quarto di nocciolo con durata di un ciclo pari a 12 mesi) è stato determinato mediante il codice ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.1.3. I radionuclidi inseriti nell'assembly sono quelli che hanno la maggior importanza in termini di composizione isotopica, emissione neutronica, potenza di decadimento e assorbimento per come indicato nel benchmark NEA/NSC/DOC/(2007)9 [9]. La Tab. 5 riporta l'elenco dei radionuclidi introdotti nel calcolo congiuntamente alle rispettive frazioni massiche.

Tabella 5: Composizione isotopica assembly UOX e MOX irraggiati sino a BU=24 GWd/MTU

BU=24 GWd/MTU	UO ₂	MOX
Nuclidi	w _i	w _i
[-]	[%]	[%]
U235	1.878E+00	1.382E-01
U236	2.719E-01	1.457E-02
U238	8.504E+01	8.068E+01
Np237	1.524E-02	8.153E-03
Pu238	2.226E-03	5.985E-02
Pu239	4.126E-01	3.812E+00
Pu240	9.267E-02	1.760E+00
Pu241	4.615E-02	8.317E-01
Pu242	6.633E-03	2.706E-01
Am241	7.937E-04	5.276E-02
Xe131	2.229E-02	3.576E-02
Xe135	2.076E-05	5.415E-05
Eu153	3.668E-03	8.469E-03
Sm149	2.357E-04	1.168E-03
Rh103	1.995E-02	5.081E-02
Nd143	4.452E-02	5.391E-02
Cs133	5.533E-02	7.722E-02
Gd155	1.200E-06	1.995E-05
Tc99	3.956E-02	5.401E-02
Mo95	2.735E-02	3.236E-02
Pm147	1.301E-02	1.560E-02
Sm150	1.256E-02	1.776E-02
Sm151	1.115E-03	4.873E-03
Sm152	6.079E-03	9.928E-03
O16	1.199E+01	1.205E+01
Tot	1.000E+02	1.000E+02

Il risultato dell'andamento dello spettro neutronico critico per entrambe le configurazioni di assembly UO₂ e MOX freschi e bruciati sino ad un burn-up di 24 GWd/MTU viene riportato nella Fig. 8 e 9.

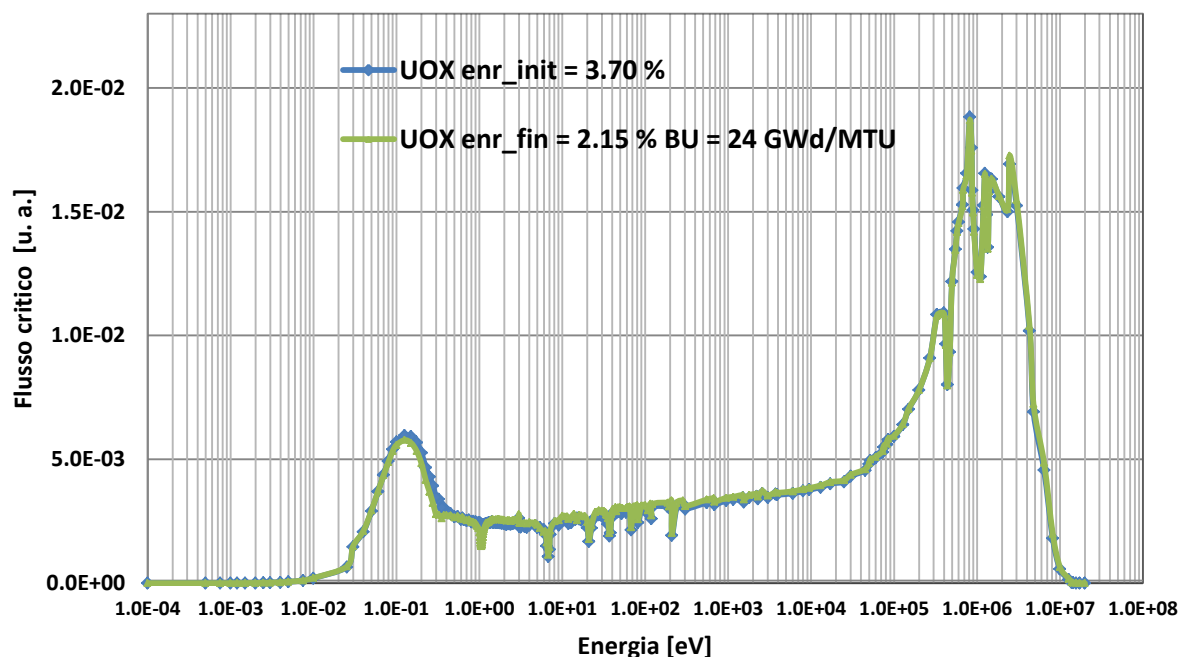


Figura 8: Confronto spettro critico assembly UOX a BOL ed irradiato sino ad un BU=24 GWd/MTU

Il confronto tra gli spettri neutronici della Fig. 8 mostra un andamento quantitativamente equivalente. Si può comunque osservare una leggera differenza nei due spettri dovuta alla presenza, nel caso dell'assembly UOX a BU=24 GWd/MTU, di un'inversione della concavità del flusso critico in corrispondenza di 1 eV dovuta alla presenza degli isotopi del plutonio con particolare riferimento al contributo termico del ^{240}Pu (Fig. 3). La Fig. 9 riporta l'andamento degli spettri critici di un assembly MOX fresco e bruciato sino ad un burn-up di 24 GWd/MTU.

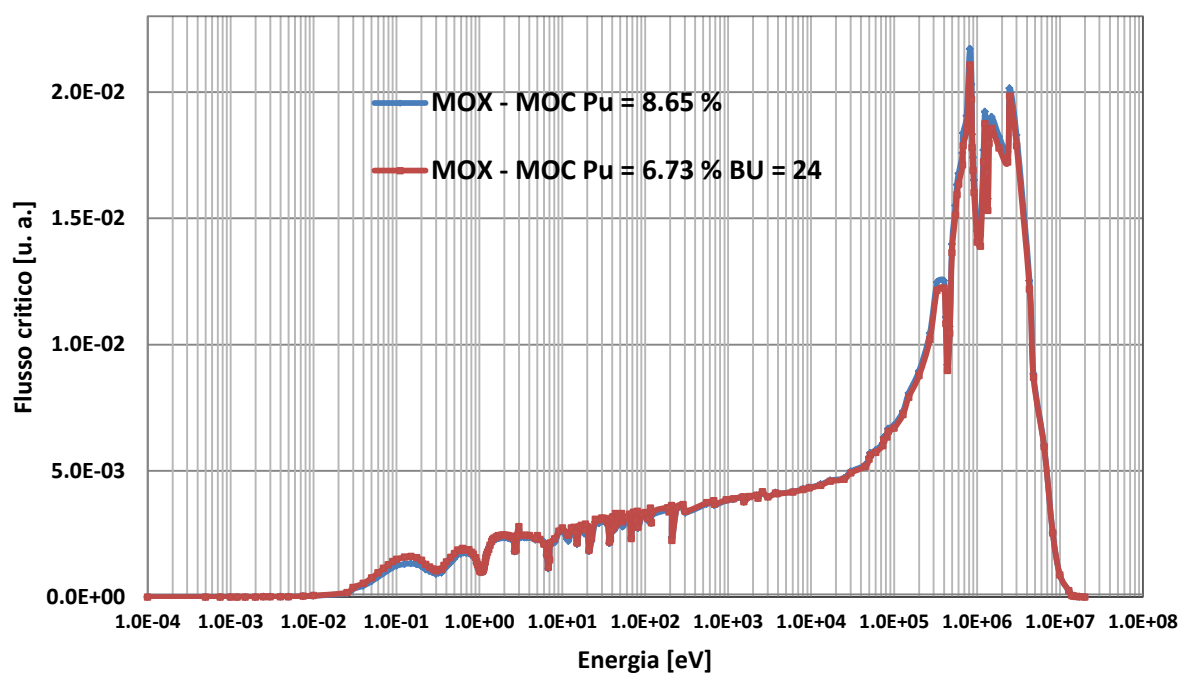


Figura 9: Confronto spettro critico assembly MOX a BOL (Pu=8.65%) ed irradiato sino ad un BU=24 GWd/MTU

Si è, inoltre, realizzata una simulazione per confrontare l'andamento del coefficiente di moltiplicazione infinito col burnup per i due assembly UO_2 e MOX analizzati. Il calcolo è stato effettuato con la sequenza funzionale T-DEPL del codice di controllo TRITON della suite di calcolo SCALE 6.1.3. Il bruciamento del sistema è stato realizzato con una potenza specifica di 38.43 MW/MTU sino ad un burnup di 48 GWd/MTU. Entrambi i sistemi sono stati analizzati partendo da una concentrazione di boro pari a 600 ppm in condizioni di HFP. La Fig. 10 riporta i risultati ottenuti.

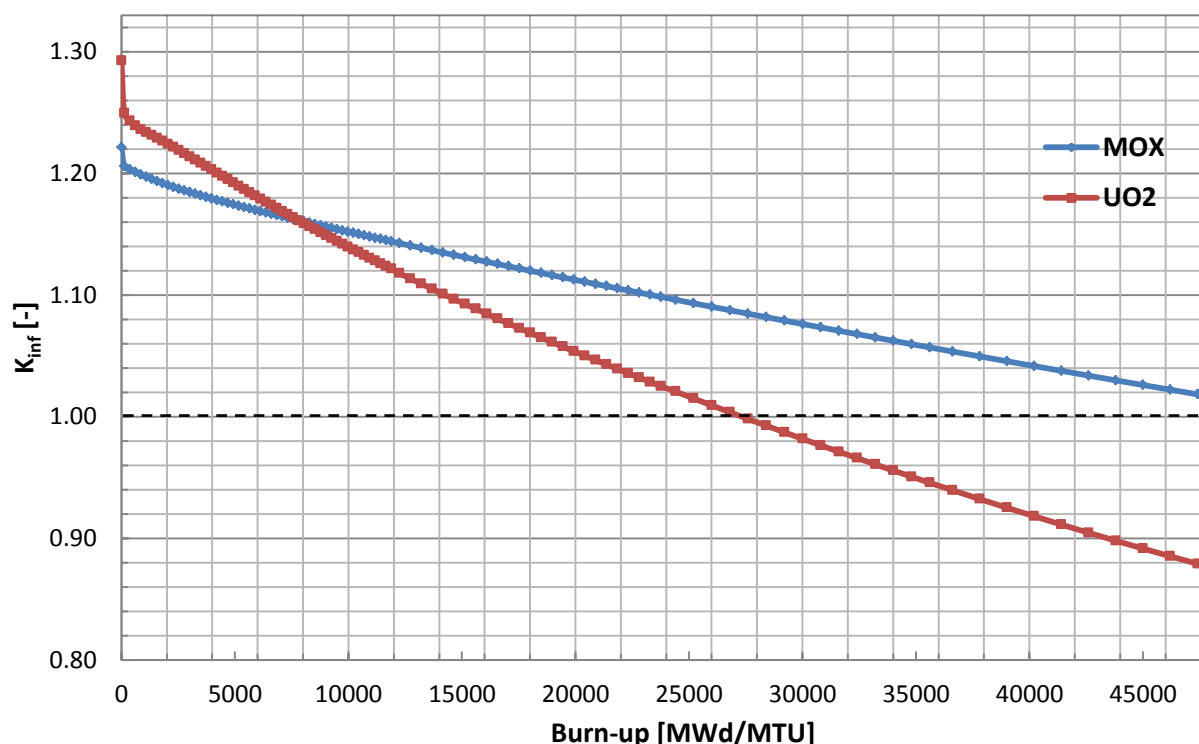


Figura 10: Confronto dell'andamento del K_{inf} vs Burnup per assembly UO_2 e MOX

L'andamento qualitativo della reattività nei due sistemi risulta essere significativamente differente. In particolare, rispetto ad un assembly UO_2 , l'assembly MOX presenta un gradiente di reattività al variare del burn-up significativamente minore; tale circostanza è dovuta in parte al differente spettro neutronico presente nei due sistemi, in parte alla produzione degli isotopi del plutonio (^{240}Pu , ^{241}Pu). A bassi burn-up, prevale l'effetto della cattura del ^{239}Pu per la produzione del ^{240}Pu , a burn-up più elevati il gradiente di reattività diminuisce ulteriormente a causa della cattura fertile del ^{240}Pu per la produzione dell'isotopo fissile ^{241}Pu .

Il comportamento descritto evidenzia come non sia possibile progettare un assembly MOX di reattività equivalente ad un assembly UO_2 imponendo la semplice uguaglianza della reattività a BOC o EOC. Per ottenere un comportamento neutronico equivalente dei due sistemi in tutto il ciclo di funzionamento è, invece, necessario imporre l'uguaglianza del valore medio della reattività sull'intero ciclo di vita (LAR).

Un approccio semplice per determinare il LAR in un nocciolo suddiviso in 3 cicli di refueling è mediare il coefficiente di moltiplicazione effettivo alla fine del primo, del secondo e del terzo ciclo di funzionamento. Il LAR di un dato sistema sarà allora dato dalla media del coefficiente di moltiplicazione infinito alla fine dei tre cicli. La Fig. 11 mostra il caso di due combustibili UOX e MOX che esibiscono lo stesso LAR [10].

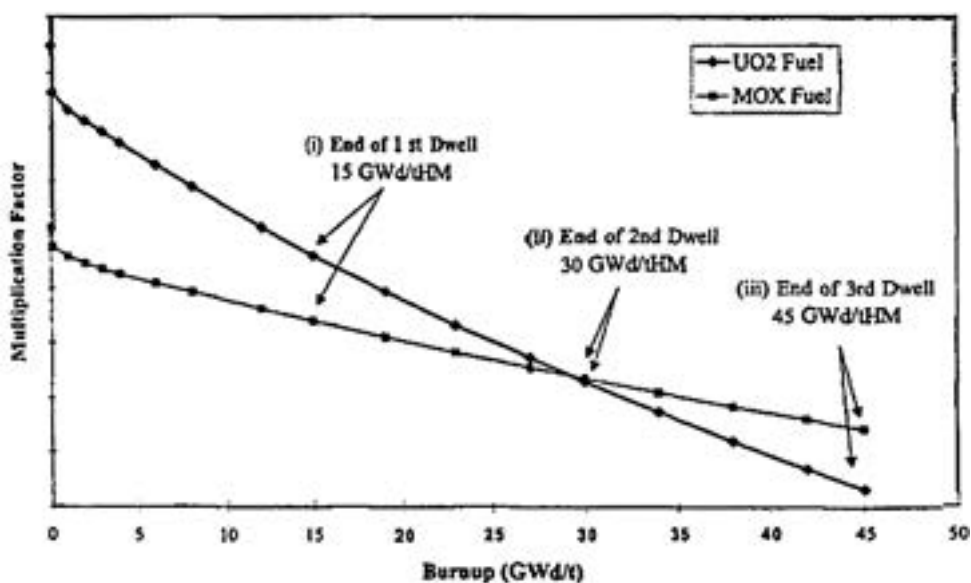


Figura 11: Combustibile UO_2 e MOX con identica reattività media di ciclo (LAR)

Si osservi che, se il reattore è in equilibrio, tutto il combustibile presente in un nocciolo ad n batch avrà la stessa curva del coefficiente di moltiplicazione infinito verso il burn-up. Vi sono però alcune limitazioni nell'uso del parametro LAR per realizzare due assembly equivalenti MOX ed UO_2 :

1. Si possono progettare due assembly UO_2 e MOX con lo stesso LAR solo se sono noti il numero dei cicli e la lunghezza di ogni ciclo di funzionamento del nocciolo oltre che il quantitativo e la composizione del vettore isotopico del plutonio;
2. Il LAR è ottenuto come semplice media del coefficiente di moltiplicazione infinito alla fine di ogni ciclo di funzionamento. Una definizione più rigorosa dovrebbe prevedere un LAR ottenuto come una media pesata del coefficiente di moltiplicazione infinito in cui il fattore peso tiene in conto del contributo di ogni assembly alla potenza totale del nocciolo. Ciò risulta essere molto più evidente per un combustibile UO_2 rispetto ad uno MOX poiché il valore del coefficiente di moltiplicazione infinito è maggiormente dipendente dal burn-up. Nella pratica calcolativa, una pesatura uniforme della potenza è una buona approssimazione.
3. Tale approccio eguaglia unicamente la reattività del combustibile senza fare alcuna assunzione per eguagliare la potenza prodotta in ciascun assembly. Tale considerazione diventa un fattore importante per ciò che riguarda i picchi di potenza ed il burn-up complessivo dell'assembly.

L'utilizzo di un assembly MOX con zone a differente percentuale di plutonio è dovuto alla necessità di ridurre il fenomeno dei picchi di potenza che si verrebbero a determinare all'interfaccia tra un assembly UO_2 ed un assembly MOX a causa della presenza nel plutonio di maggiori sezioni d'urto di fissione in campo termico (Fig.1). Allo scopo di quantificare tale fenomeno, si è realizzato col modulo T-NEWT della suite di codici SCALE 6.1.3 una simulazione costituita da un sistema di due assembly accoppiati UO_2/MOX . Nello specifico si è realizzata dapprima una simulazione con un sistema assembly UOX/MOX AFA-3G e successivamente una simulazione con un sistema UOX/MOX in cui si è imposto che tutte le pin di combustibile esibiscano la stessa percentuale di plutonio tale da eguagliare la percentuale media di plutonio presente nell'assembly MOX a tre zone di arricchimento. Il calcolo è stato realizzato in condizioni di HFP con una percentuale di boro nel moderatore pari a 600 ppm. Le Fig. 12 e 13 presentano la distribuzione dei materiali nelle due configurazioni analizzate:

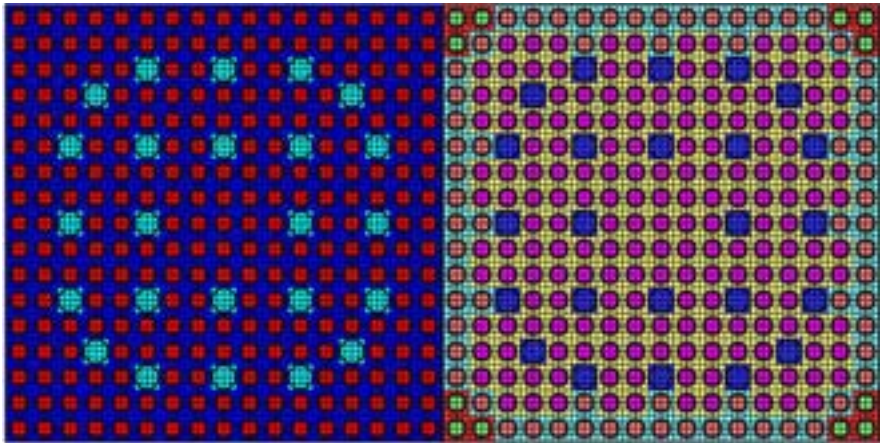


Figura 12: Sistema di assembly UOX/MOX AFA-3G

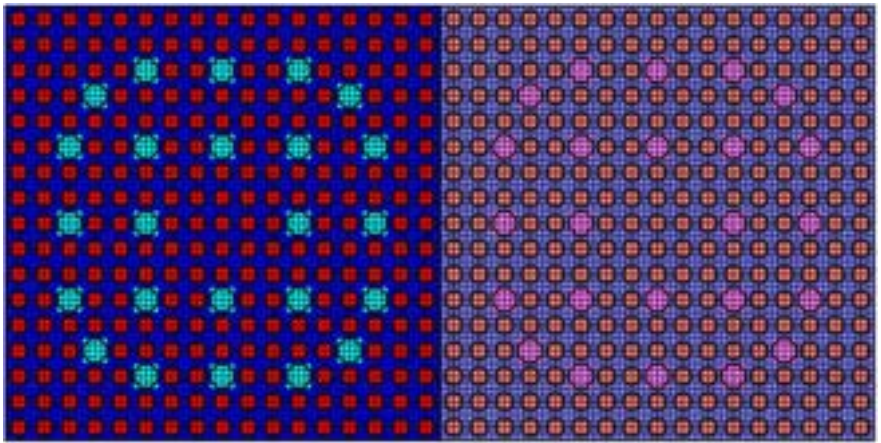


Figura 13: Sistema di assembly UOX/MOX-1G

Il risultato ottenuto, in termini di mappa di potenza relativa espressa dalle singole pin del sistema, è riportato nelle Fig. 14 e 15:

1.18	1.17	1.17	1.17	1.18	1.19	1.18	1.17	1.16	1.15	1.13	1.11	1.08	1.03	0.97	0.88	0.75	1.29	0.94	0.86	0.83	0.82	0.81	0.80	0.79	0.78	0.77	0.77	0.76	0.75	0.74	0.73	0.73	0.75
1.17	1.15	1.16	1.18	1.20	1.24	1.19	1.18	1.21	1.16	1.15	1.16	1.10	1.04	0.97	0.87	0.74	1.25	0.91	0.84	0.82	0.84	0.89	0.82	0.81	0.85	0.79	0.78	0.83	0.77	0.73	0.72	0.71	0.72
1.17	1.17	1.20	1.26	1.27	0.00	1.25	1.24	0.00	1.21	1.20	0.00	1.16	1.10	0.99	0.88	0.74	1.25	0.92	0.88	0.93	0.95	0.00	0.89	0.87	0.00	0.86	0.85	0.00	0.87	0.83	0.76	0.72	0.72
1.18	1.19	1.26	0.00	1.29	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.18	0.00	1.05	0.90	0.75	1.26	0.94	0.96	0.00	0.96	0.92	0.84	0.82	0.87	0.80	0.80	0.86	0.88	0.00	0.83	0.73	0.73
1.19	1.21	1.28	1.30	1.26	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.15	1.14	1.07	0.92	0.76	1.28	0.98	1.01	0.98	0.91	0.92	0.84	0.82	0.87	0.80	0.80	0.86	0.83	0.88	0.86	0.76	0.74
1.21	1.25	0.00	1.29	1.28	0.00	1.25	1.24	0.00	1.21	1.20	0.00	1.17	1.13	0.00	0.95	0.77	1.29	1.04	0.00	0.96	0.93	0.00	0.89	0.87	0.00	0.86	0.85	0.00	0.85	0.85	0.00	0.82	0.75
1.20	1.22	1.27	1.24	1.23	1.26	1.20	1.18	1.20	1.16	1.16	1.18	1.12	1.08	1.06	0.92	0.77	1.29	0.98	0.97	0.88	0.86	0.90	0.83	0.81	0.85	0.79	0.79	0.85	0.79	0.79	0.83	0.77	0.74
1.20	1.22	1.27	1.23	1.23	1.25	1.19	1.16	1.14	1.13	1.14	1.18	1.12	1.08	1.05	0.92	0.77	1.29	0.98	0.97	0.88	0.86	0.90	0.82	0.77	0.75	0.75	0.78	0.84	0.79	0.78	0.83	0.76	0.74
1.21	1.25	0.00	1.27	1.26	0.00	1.22	1.15	1.13	1.13	1.17	0.00	1.15	1.11	0.00	0.95	0.77	1.29	1.04	0.00	0.94	0.91	0.00	0.87	0.76	0.74	0.75	0.83	0.00	0.84	0.83	0.00	0.82	0.75
1.20	1.22	1.27	1.23	1.23	1.25	1.19	1.16	1.14	1.13	1.14	1.18	1.12	1.08	1.05	0.92	0.77	1.29	0.98	0.97	0.88	0.86	0.90	0.82	0.77	0.75	0.75	0.78	0.84	0.79	0.78	0.83	0.76	0.74
1.20	1.22	1.27	1.24	1.23	1.26	1.20	1.18	1.20	1.16	1.16	1.18	1.12	1.08	1.06	0.92	0.77	1.29	0.98	0.97	0.88	0.86	0.90	0.83	0.81	0.85	0.79	0.79	0.85	0.79	0.79	0.83	0.77	0.74
1.21	1.25	0.00	1.29	1.28	0.00	1.25	1.24	0.00	1.21	1.20	0.00	1.17	1.13	0.00	0.95	0.77	1.29	1.04	0.00	0.96	0.93	0.00	0.89	0.87	0.00	0.86	0.85	0.00	0.85	0.85	0.00	0.82	0.75
1.19	1.21	1.28	1.30	1.26	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.15	1.14	1.07	0.92	0.76	1.28	0.98	1.01	0.98	0.91	0.92	0.84	0.82	0.87	0.80	0.80	0.86	0.83	0.88	0.86	0.76	0.74
1.18	1.19	1.26	0.00	1.29	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.18	0.00	1.05	0.90	0.75	1.26	0.94	0.96	0.00	0.96	0.92	0.84	0.82	0.87	0.80	0.80	0.86	0.88	0.00	0.83	0.73	0.73
1.17	1.17	1.20	1.26	1.27	0.00	1.25	1.24	0.00	1.21	1.20	0.00	1.16	1.10	0.99	0.88	0.74	1.25	0.92	0.88	0.93	0.95	0.00	0.89	0.87	0.00	0.86	0.85	0.00	0.87	0.83	0.76	0.72	0.72
1.17	1.15	1.16	1.18	1.20	1.24	1.19	1.18	1.21	1.16	1.15	1.16	1.10	1.04	0.97	0.87	0.74	1.25	0.91	0.84	0.82	0.84	0.89	0.82	0.81	0.85	0.79	0.78	0.83	0.77	0.73	0.72	0.71	0.72
1.18	1.17	1.17	1.17	1.18	1.19	1.18	1.17	1.16	1.15	1.13	1.11	1.08	1.03	0.97	0.88	0.75	1.29	0.94	0.86	0.83	0.82	0.81	0.80	0.79	0.78	0.77	0.77	0.76	0.75	0.74	0.73	0.73	0.75

Figura 14: mappa di potenza relativa - UO₂/MOX-1G

1.18	1.17	1.17	1.17	1.18	1.19	1.18	1.17	1.16	1.15	1.13	1.12	1.08	1.04	0.99	0.92	0.83	0.78	0.59	0.88	0.78	0.75	0.75	0.73	0.72	0.72	0.70	0.70	0.70	0.69	0.69	0.74	0.45	0.50
1.17	1.15	1.16	1.18	1.20	1.24	1.19	1.18	1.21	1.16	1.15	1.16	1.10	1.05	0.98	0.90	0.80	0.72	0.98	0.98	0.91	0.92	0.78	0.89	0.88	0.75	0.86	0.85	0.73	0.84	0.81	0.83	0.74	0.45
1.17	1.17	1.20	1.25	1.27	0.00	1.25	1.23	0.00	1.21	1.20	0.00	1.17	1.11	1.01	0.91	0.78	1.21	1.08	0.96	0.98	0.99	0.00	0.93	0.91	0.00	0.90	0.89	0.00	0.91	0.88	0.82	0.83	0.73
1.18	1.19	1.26	0.00	1.29	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.18	0.00	1.06	0.92	0.78	1.16	1.04	1.02	0.00	1.00	0.95	0.86	0.85	0.90	0.83	0.82	0.89	0.91	0.00	0.87	0.80	0.68
1.19	1.21	1.28	1.30	1.26	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.15	1.15	1.08	0.93	0.78	1.16	1.08	1.06	1.02	0.93	0.94	0.85	0.84	0.89	0.82	0.82	0.88	0.86	0.91	0.90	0.83	0.68
1.21	1.25	0.00	1.29	1.28	0.00	1.25	1.24	0.00	1.21	1.20	0.00	1.17	1.14	0.00	0.96	0.79	1.17	0.93	0.00	0.99	0.95	0.00	0.91	0.89	0.00	0.88	0.87	0.00	0.88	0.88	0.00	0.72	0.69
1.20	1.22	1.27	1.24	1.23	1.26	1.20	1.18	1.20	1.16	1.16	1.18	1.12	1.09	1.06	0.93	0.78	1.16	1.08	1.02	0.91	0.88	0.92	0.84	0.82	0.86	0.80	0.81	0.86	0.81	0.81	0.87	0.83	0.68
1.20	1.22	1.27	1.23	1.23	1.25	1.19	1.16	1.14	1.13	1.14	1.18	1.12	1.08	1.06	0.93	0.78	1.16	1.08	1.02	0.91	0.88	0.92	0.83	0.78	0.77	0.76	0.80	0.86	0.80	0.81	0.87	0.83	0.68
1.21	1.25	0.00	1.27	1.26	0.00	1.22	1.15	1.13	1.13	1.17	0.00	1.15	1.12	0.00	0.96	0.79	1.17	0.93	0.00	0.97	0.93	0.00	0.89	0.78	0.76	0.76	0.85	0.00	0.86	0.86	0.00	0.72	0.69
1.20	1.22	1.27	1.23	1.23	1.25	1.19	1.16	1.14	1.13	1.14	1.18	1.12	1.08	1.06	0.93	0.78	1.16	1.08	1.02	0.91	0.88	0.92	0.83	0.78	0.77	0.76	0.80	0.86	0.80	0.81	0.87	0.83	0.68
1.20	1.22	1.27	1.24	1.23	1.26	1.20	1.18	1.20	1.16	1.16	1.18	1.12	1.09	1.06	0.93	0.78	1.16	1.08	1.02	0.91	0.88	0.92	0.84	0.82	0.86	0.80	0.81	0.86	0.81	0.81	0.87	0.83	0.68
1.21	1.25	0.00	1.29	1.28	0.00	1.25	1.24	0.00	1.21	1.20	0.00	1.17	1.14	0.00	0.96	0.79	1.17	0.93	0.00	0.99	0.95	0.00	0.91	0.89	0.00	0.88	0.87	0.00	0.88	0.88	0.00	0.72	0.69
1.19	1.21	1.28	1.30	1.26	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.15	1.15	1.08	0.93	0.78	1.16	1.08	1.06	1.02	0.93	0.94	0.85	0.84	0.89	0.82	0.82	0.88	0.86	0.91	0.90	0.83	0.68
1.18	1.19	1.26	0.00	1.29	1.28	1.22	1.20	1.23	1.18	1.17	1.20	1.18	0.00	1.06	0.92	0.78	1.16	1.04	1.02	0.00	1.00	0.95	0.86	0.85	0.90	0.83	0.82	0.89	0.91	0.00	0.87	0.80	0.68
1.17	1.17	1.20	1.25	1.27	0.00	1.25	1.23	0.00	1.21	1.20	0.00	1.17	1.11	1.01	0.91	0.78	1.21	1.08	0.96	0.98	0.99	0.00	0.93	0.91	0.00	0.90	0.89	0.00	0.91	0.88	0.82	0.83	0.73
1.17	1.15	1.16	1.18	1.20	1.24	1.19	1.18	1.21	1.16	1.15	1.16	1.10	1.05	0.98	0.90	0.80	0.72	0.98	0.98	0.91	0.92	0.78	0.89	0.88	0.75	0.86	0.85	0.73	0.84	0.81	0.83	0.74	0.45
1.18	1.17	1.17	1.17	1.18	1.19	1.18	1.17	1.16	1.15	1.13	1.12	1.08	1.04	0.99	0.92	0.83	0.78	0.59	0.88	0.78	0.75	0.75	0.73	0.72	0.72	0.70	0.70	0.70	0.69	0.69	0.74	0.45	0.50

Figura 15: mappa di potenza relativa - sistema UO₂/MOX-3G

Si osservi che la variazione di potenza relativa all'interfaccia tra i due assembly UO₂/MOX-1G (rif. Fig. 14) si mantiene pressochè costante e pari ad un valore medio di circa il 41%; al contrario, nel sistema UO₂/MOX-3G (rif. Fig. 15), tale variazione assume valori compresi tra il 6 ed il 35% (con un valore medio assiale pari al 23%). Si può concludere, quindi, che l'adozione di un assembly MOX con tre zone a diversa percentuale di plutonio riduce di circa la metà la variazione media di potenza relativa all'interfaccia tra due assembly accoppiati UO₂ e MOX.

Si è infine realizzata un'analisi di sensitività per verificare l'efficacia dell'acido borico disciolto in acqua come assorbitore neutronico in un sistema MOX. La differenza di efficacia, in termini di assorbimento neutronico, è ampiamente prevedibile poiché un sistema MOX esibisce uno spettro neutronico più 'duro' riducendo, di fatto, l'efficacia del boro che è essenzialmente un forte assorbitore dei neutroni in zona termica. L'effetto quantitativo della riduzione dell'effetto del boro sulla reattività del sistema è stata verificata realizzando una simulazione con la sequenza funzionale T-NEWT della suite SCALE 6.1.3 per entrambe le configurazioni di assembly UO₂ e MOX precedentemente discusse al variare della concentrazioni di boro. I risultati ottenuti sono riportati nella Tab. 6.

Tabella 6: Worth di reattività al variare della concentrazione di boro - assembly UO₂ e MOX

concentrazione di boro	UO ₂			MOX		
	k	var	R	k	var	R
[ppm]	[-]	[pcm]	[pcm/ppm]	[-]	[pcm]	[pcm/ppm]
0	1.37138	-	-	1.24437	-	-
300	1.33334	-3804	-12.7	1.23455	-982	-3.3
600	1.29769	-7369	-12.3	1.22496	-1941	-3.2
900	1.26417	-10720	-11.9	1.21561	-2876	-3.2

Si osservi come l'effetto della concentrazione di boro sulla reattività del sistema si sia ridotto a circa un quarto. Ciò comporta che, per un assembly MOX, sarebbe necessaria una concentrazione di boro più elevata. I risultati ottenuti sono in accordo con quelli presenti in letteratura per una configurazione di nocciolo "full-MOX"[11].

3. Inventario di un nocciolo misto UOX - MOX

Il nocciolo nucleare caricato ad ossidi misti prevede la contemporanea presenza al suo interno di assembly standard (UOX) e di assembly ad ossidi misti (MOX) secondo uno specifico rapporto quantitativo ed una particolare configurazione geometrica. Nei PWR francesi è al momento previsto il caricamento di 1/3 di nocciolo a MOX secondo la disposizione geometrica riportata in Fig. 16 [12].

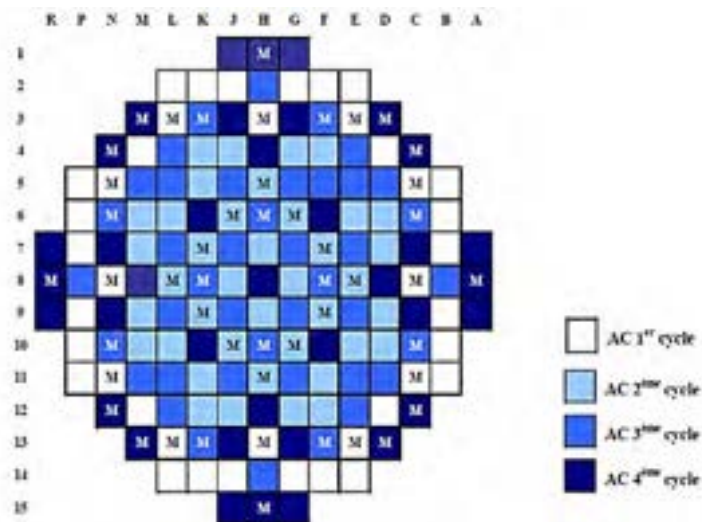


Figura 16: Nocciolo PWR con assembly MOX - 4 cicli operativi, BU=48 GWd/MTU (EOC)

Si è pertanto realizzato un calcolo d'inventario per un nocciolo idealmente caricato completamente a MOX (full MOX core) e per un nocciolo caricato per 1/3 ad ossidi misti (MOX). Il calcolo è stato realizzato col codice ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.3.1 utilizzando le specifiche di funzionamento attualmente adottate dai PWR francesi [13].

Tabella 7: Parametri di calcolo inventario di nocciolo UOX e MOX

Nocciolo UOX	
Arricchimento [w/o]	3.7
Tipo di combustibile	w17x17
Burn-up [MWd/MTU]	48000
Cicli	4
Librerie/ciclo	5
Potenza specifica media [MW/MTU]	38.43
Funzionamento medio a piena potenza [%]	85
Nocciolo MOX	
Pu/(U+Pu+Am) [w/o]	8.65
Am/(Pu+Am) [w/o]	0.24
Tipo di combustibile	mox17x17
Burn-up [MWd/MTU]	48000
Cicli	4
Librerie/ciclo	5
Potenza specifica media [MW/MTU]	38.43
Funzionamento medio a piena potenza [%]	85

I valori dei vettori isotopici dell'uranio e del plutonio utilizzati nel calcolo del nocciolo MOX sono riportati in Tab. 8. Essi sono stati ottenuti da un calcolo preliminare di bruciamento a piena potenza (100%) di un combustibile UO_2 secondo le specifiche riportate nella Tab. 8.

Tabella 8: Inventario isotopico di Uranio e Plutonio (BU=48 GWd/MTU)

vettore isotopico del Plutonio + Am241	
nuclide	wi [w/o]
pu238	0.76
pu239	65.98
pu240	19.69
pu241	10.90
pu242	2.43
am241	0.24
vettore isotopico dell'Uranio	
nuclide	wi [w/o]
u234	0.02
u235	1.67
u236	0.40
u237	0.00
u238	97.91

Il valore del database d'inventario ottenuto per il sistema full-MOX in condizioni di MOC è stato miscelato nel rapporto di 1/3 con quello del sistema UO_2 . Nella Fig. 17 si riporta la differenza ottenuta, in riferimento all'attività totale di un nocciolo full-MOX e MOX- UO_2 rispetto ad un nocciolo UO_2 .

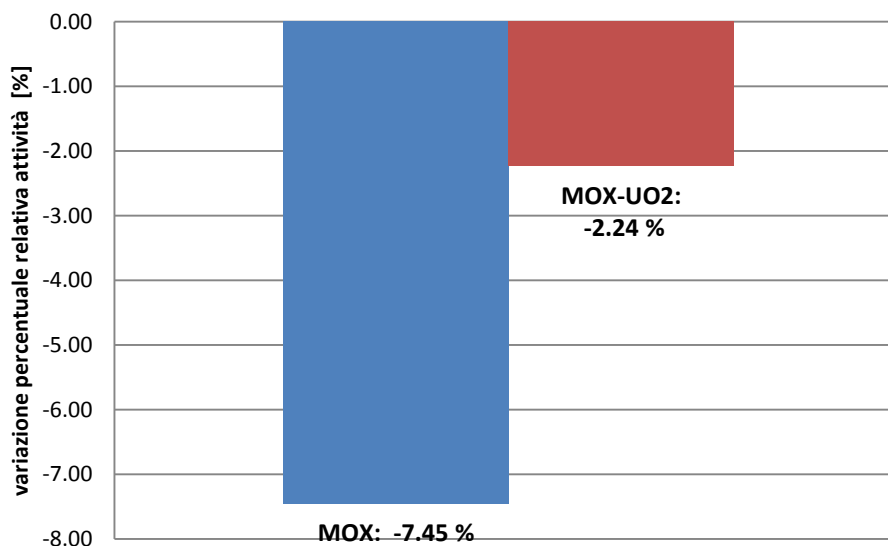


Figura 17: Variazione percentuale dell'attività rispetto ad un nocciolo UO_2 - condizioni di MOC

Nelle Fig. 18-20 è riportata la variazione percentuale massica – in riferimento ad un nocciolo UO_2 – dei radionuclidi a maggior impatto radiologico presenti in un nocciolo full-MOX ed ad 1/3 di MOX. L'elenco dei radionuclidi è stato scelto secondo quanto suggerito dai codici RODOS e RASCAL [14, 15]. Nella Fig. 18 sono stati riportati i nuclidi che mostrano una variazione percentuale relativa maggiore di un fattore dieci rispetto ad un nocciolo full-MOX.

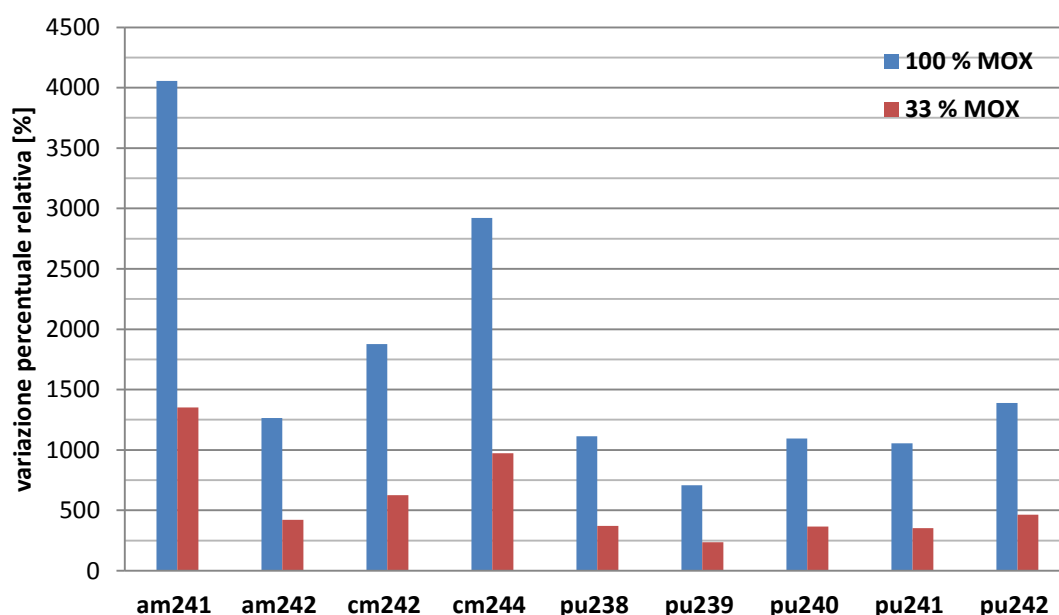


Figura 18: Variazione percentuale relativa degli attinidi

I nuclidi in questione sono i plutoni, poiché presenti in percentuali maggiori sin dall'inizio del bruciamento del combustibile MOX, e che, ad un burn-up di 24 GWd/MTU, non hanno ancora raggiunto la condizione di equilibrio; gli americi, poiché discendenti diretti per decadimento beta del plutonio; ed i curi (^{242}Cm e ^{244}Cm) poiché discendenti diretti, sempre per decadimento beta, di ^{242}Am e ^{244}Am . Il ^{244}Cm è il maggior contribuente al calore di decadimento e la sorgente neutronica dominante per fissione spontanea [16]. Nelle Fig. 19 e 20 vengono riportate le differenze percentuali relative massiche dei rimanenti nuclidi a maggior impatto radiologico.

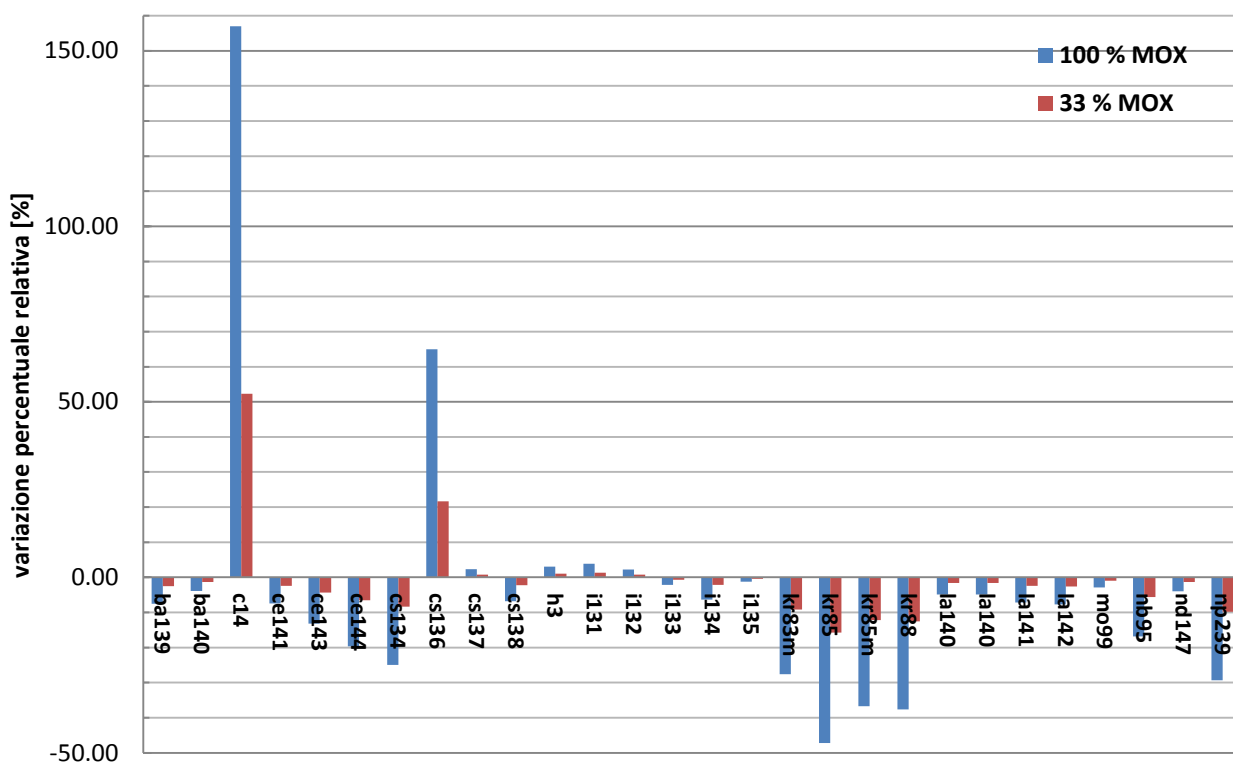


Figura 19: Nuclidi a maggior impatto radiologico – condizione di MOC

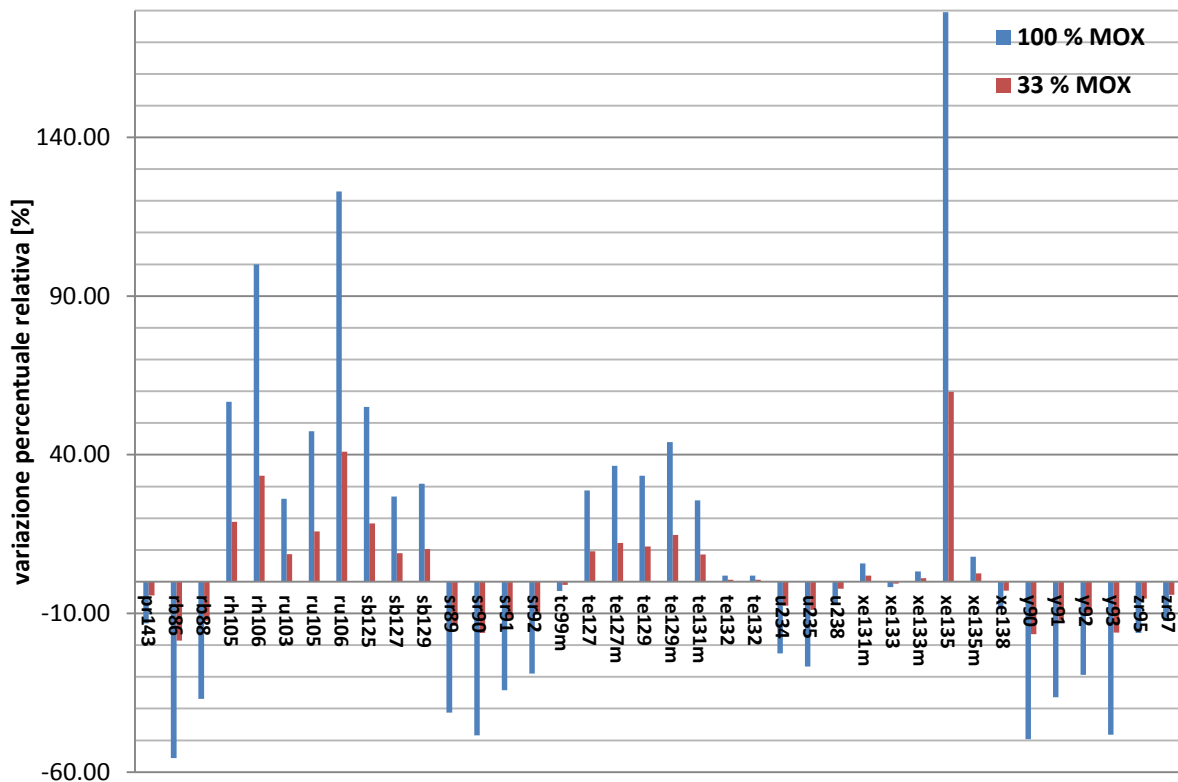


Figura 20: Nuclidi a maggior impatto radiologico – condizione di MOC

Il combustibile MOX presenta, rispetto al combustibile UO_2 , un differente valore del calore di decadimento che risulta essere tanto più evidente quanto più distante nel tempo ci si pone dalla fine del ciclo di bruciamento. Tale discrepanza è dovuta alla differenza esistente nell'inventario isotopico e nei tempi di decadimento esibiti dai nuclidi alla fine del burn-up per le due tipologie di combustibile.

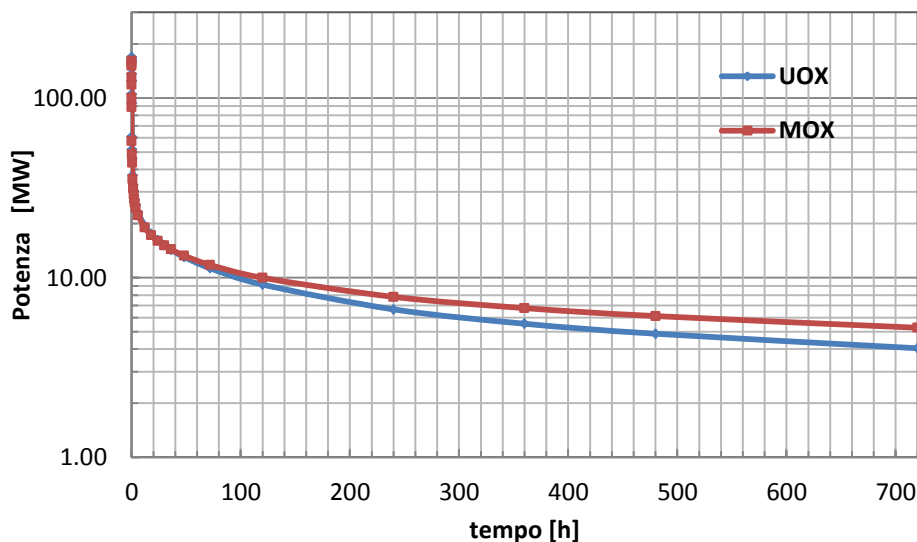


Figura 21: Potenza di decadimento nocciolo UOX e MOX - 30 giorni

Per verificare quantitativamente la condizione appena descritta, si è realizzato un calcolo del calore di decadimento generato da un intero nocciolo di una delle centrali frontaliere francesi funzionanti con una potenza nominale di 900 MWe. Nello specifico, il calcolo è stato realizzato col codice ORIGEN-ARP della

suite di SCALE 6.3.1 per un combustibile UO_2 ($enr=3.7\%$) ed un combustibile MOX ($Pu_{tot}= 8.65\%$) ad un burn-up di 48 GWd/MTU valutando il calore di decadimento per un intervallo temporale pari a 30 giorni (720 ore) dallo shutdown. La precedente Fig. 21 illustra i risultati ottenuti.

Si osservi che, a parità di burn-up, nelle prime 30 ore di raffreddamento dallo SCRAM il calore di decadimento di un nocciolo full-MOX risulta essere minore ($1.4 - 0.1\%$) di quello di un nocciolo con combustibile UO_2 . Oltre il primo giorno dopo lo SCRAM, il calore di decadimento del nocciolo full-MOX risulterà essere maggiore del nocciolo UO_2 . Tale differenza si mantiene inferiore al 3% sino a 5 giorni dallo spegnimento ma, a tempi lunghi (30 giorni), il MOX produrrà un calore di decadimento del 9% superiore. Le circostanze descritte sono più chiaramente evidenziate nella Fig. 22 che riporta l'andamento del rapporto del calore di decadimento del nocciolo MOX sul nocciolo UO_2 in funzione del tempo.

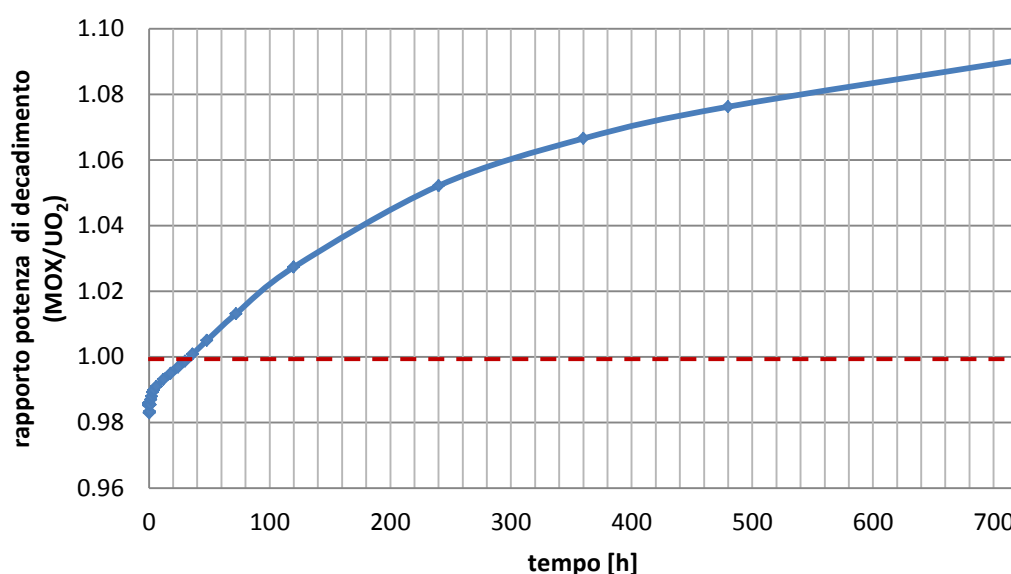


Figura 22: Rapporto della potenza di decadimento tra un nocciolo MOX ed uno UOX

Il contributo al calore di decadimento degli attinidi e dei prodotti di fissione, per ciascuna delle due tipologie di combustibile analizzato, è riportato in Tab. 9.

Tabella 9: Contributo alla potenza di decadimento degli attinidi e dei prodotti di fissione

Tempo di raffreddamento	UO ₂ (48 GWd/MTU)				MOX (48 GWd/MTU)			
	Attinidi	PF	Tot	Att/Tot	Attinidi	PF	Tot	Att/Tot
[h]	[W/MTU]	[W/MTU]	[W/MTU]	[-]	[W/MTU]	[W/MTU]	[-]	[-]
0.0	1.397E+05	2.195E+06	2.335E+06	0.06	1.161E+05	2.105E+06	2.221E+06	0.05
0.5	1.004E+05	5.358E+05	6.362E+05	0.16	9.072E+04	5.102E+05	6.009E+05	0.15
1.0	7.675E+04	3.760E+05	4.528E+05	0.17	7.513E+04	3.579E+05	4.330E+05	0.17
1.5	7.349E+04	3.431E+05	4.166E+05	0.18	7.285E+04	3.271E+05	4.000E+05	0.18
2.0	7.184E+04	3.202E+05	3.920E+05	0.18	7.160E+04	3.056E+05	3.772E+05	0.19
2.5	7.086E+04	3.030E+05	3.739E+05	0.19	7.080E+04	2.896E+05	3.604E+05	0.20
3.0	7.016E+04	2.894E+05	3.596E+05	0.20	7.019E+04	2.769E+05	3.471E+05	0.20
4.0	6.907E+04	2.692E+05	3.383E+05	0.20	6.918E+04	2.581E+05	3.273E+05	0.21
6.0	6.720E+04	2.432E+05	3.104E+05	0.22	6.743E+04	2.338E+05	3.012E+05	0.22

12.0	6.220E+04	2.033E+05	2.655E+05	0.23	6.301E+04	1.965E+05	2.595E+05	0.24
18.0	5.778E+04	1.820E+05	2.398E+05	0.24	5.940E+04	1.764E+05	2.358E+05	0.25
24.0	5.379E+04	1.680E+05	2.218E+05	0.24	5.634E+04	1.632E+05	2.195E+05	0.26
30.0	3.833E+04	1.340E+05	1.723E+05	0.22	4.548E+04	1.310E+05	1.765E+05	0.26
36.0	3.591E+04	1.302E+05	1.661E+05	0.22	4.385E+04	1.274E+05	1.713E+05	0.26
48.0	3.157E+04	1.238E+05	1.554E+05	0.20	4.097E+04	1.212E+05	1.622E+05	0.25
72.0	2.461E+04	1.140E+05	1.386E+05	0.18	3.637E+04	1.118E+05	1.482E+05	0.25
120.0	1.551E+04	1.007E+05	1.162E+05	0.13	3.035E+04	9.893E+04	1.293E+05	0.23
240.0	6.570E+03	8.134E+04	8.791E+04	0.07	2.418E+04	8.007E+04	1.043E+05	0.23
360.0	4.317E+03	6.996E+04	7.428E+04	0.06	2.233E+04	6.897E+04	9.130E+04	0.24
480.0	3.658E+03	6.214E+04	6.580E+04	0.06	2.153E+04	6.134E+04	8.287E+04	0.26
720.0	3.266E+03	5.170E+04	5.497E+04	0.06	2.056E+04	5.118E+04	7.174E+04	0.29

Si osserva come, dopo un tempo di due ore dall'inizio del raffreddamento, il combustibile MOX esibisce un contributo degli attinidi al calore di decadimento maggiore rispetto al combustibile UO₂.

L'andamento della potenza di decadimento per 30 giorni dopo un periodo di raffreddamento di 5 anni è riportato nella Fig. 23.

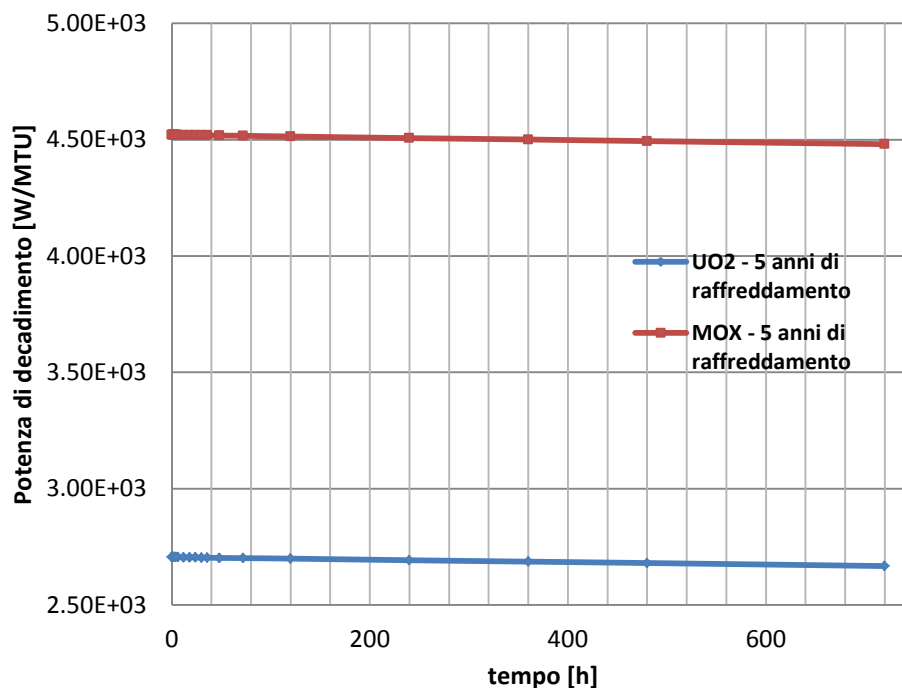


Figura 23: Potenza di decadimento UOX e MOX dopo 5 anni di raffreddamento

La Fig. 23 evidenzia un incremento nella differenza della potenza tra MOX ed UOX dopo 5 anni di raffreddamento. Nello specifico, Il combustibile MOX esibisce una potenza di decadimento residua maggiore di circa un fattore 1.7 rispetto al combustibile UO₂. Tale comportamento può essere attribuito alla presenza, nel combustibile MOX, di un maggior quantitativo di attinidi minori a breve vita; ad esempio un contributo rilevante al calore di decadimento è dato dal ²⁴⁴Cm che, con un tempo di dimezzamento di 18.1 anni, diventa significativo ad una distanza temporale dallo SCRAM pari a 5 anni. Al contrario ²⁴¹Am, con 432 anni di tempo di dimezzamento, giustifica l'incremento, rispetto ad un combustibile UOX, del calore residuo a lunga distanza temporale dallo scarico (tempi di raffreddamento di 10-30 anni) [17]. I risultati esposti nell Fig. 24 e 25, ottenuti mediante un calcolo con ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.1.3

utilizzando le configurazioni di nocciolo UOX e 100% MOX precedentemente descritte, confermano le circostanze sopra esposte.

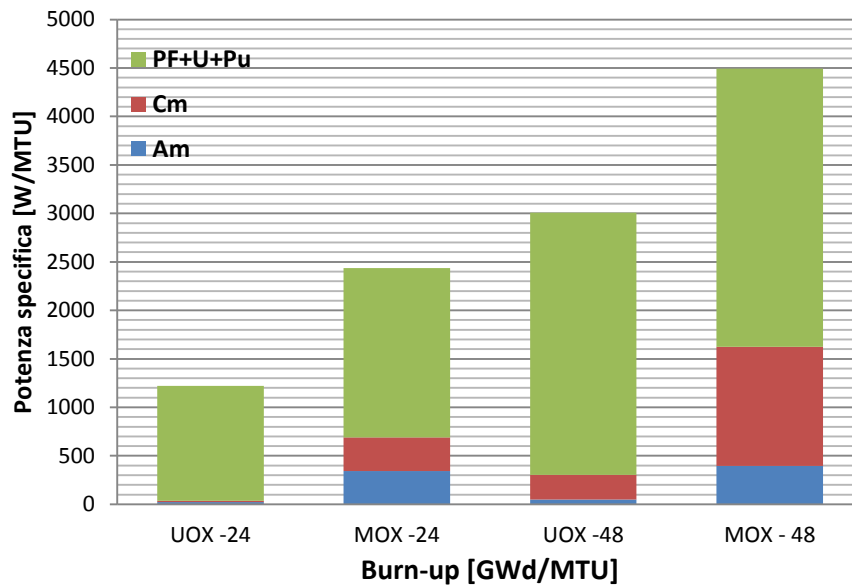


Figura 24: Contributi alla generazione di calore per tempo di raffreddamento fissato (5 anni)

I contributi percentuali di Am, Cm e dei rimanenti nuclidi dell'inventario di fissione (prodotti di fissione, urani e plutoni) riportati in Fig. 24 sono presentati nella Tab. 10.

Tabella 10: Contributi percentuali alla generazione di calore a tempo di raffreddamento fissato

Burn-up	Nocciolo	Am	Cm	PF+U+Pu
[GWd/MTU]	[-]	[%]	[%]	[%]
24	UOX	1.95	0.94	97.11
24	MOX	14.06	14.19	71.75
48	UOX	1.83	9.32	88.85
48	MOX	8.74	27.18	64.07

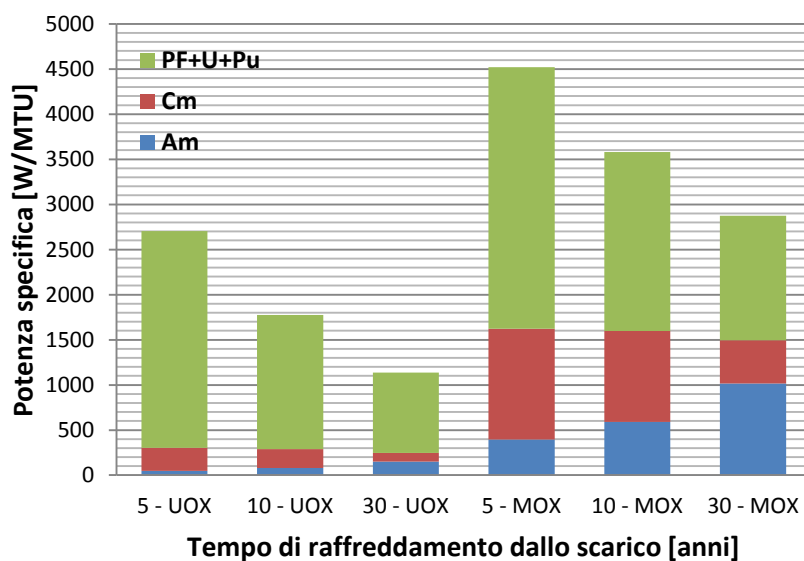


Figura 25: Contributi alla generazione di calore per burn-up fissato (48 GWd/MTU)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 21 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

Il contributo percentuale alla potenza di decadimento di Am, Cm e dei restanti nuclidi dell'inventario di fissione (PF+U+Pu) presenti in Fig. 25 viene riportato in Tab. 11.

Tabella 11: Contributi percentuali alla generazione di calore a burn-up fissato

Tempo di raffreddamento	Nocciolo	Am	Cm	PF+U+Pu
[anni]	[-]	[%]	[%]	[%]
5	UOX	1.83	9.32	88.85
	MOX	8.74	27.18	64.07
10	UOX	4.58	11.69	83.72
	MOX	16.44	28.20	55.36
30	UOX	13.29	8.52	78.19
	MOX	35.40	16.58	48.02

4. Rapporti tecnici SANDIA 2008-6664 e 2011-0128

La modalità di valutazione rapida del termine sorgente – generato a seguito di sequenze incidentali severe – è stata ampiamente trattata nella precedente annualità attraverso lo studio della normativa open-source di provenienza americana. Nello specifico, mentre per ciò che riguarda il calcolo del rilascio dei radionuclidi dal nocciolo al contenimento la metodica a suo tempo analizzata è basata sulla NUREG-1465 e sui suoi successivi aggiornamenti (NUREG-1150), quella esaminata per il calcolo dei rilasci dal contenimento all'ambiente esterno è, invece, basata sulla NUREG-1228. In questo documento tecnico si presenta, invece, l'aggiornamento della metodica di valutazione del termine sorgente dal nocciolo al contenimento in riferimento a noccioli costituiti da combustibile misto UO₂/MOX-40%. La NUREG-1465 e successivi aggiornamenti non tengono in conto, infatti, della presenza di combustibile MOX nel nocciolo, ma solo di combustibile UOX. Per di più, i dati sperimentali (progetti VERCORS e PHEBUS) relativi ad un combustibile MOX suggeriscono che quest'ultimo potrebbe esibire rilasci dei prodotti di fissione maggiori rispetto a quelli di un combustibile UOX. L'aggiornamento proposto è basato sul valore dei coefficienti di rilascio presenti in un rapporto tecnico SANDIA del 2011 [18] ricavati, mediante un'analisi statistica non parametrica, dai risultati provenienti da una serie significativa di simulazioni di incidenti severi per PWR realizzate con MELCOR 1.8.5 e a sua volta riportate in un precedente documento tecnico SANDIA del 2008 [19].

Il rapporto SANDIA 2011-0128 definisce una metodica di valutazione del termine sorgente (TS) applicabile a reattori che utilizzano combustibile con un burnup superiore a 40 GWd/MTU o combustibile MOX.

L'approccio utilizzato per la valutazione del TS è un'estensione di quanto proposto nella NUREG-1465 la quale prevede quattro fasi temporali di rilascio dal combustibile al contenimento (gap release, in-vessel release, ex-vessel release, late in-vessel release). I calcoli per il combustibile MOX sono stati realizzati in riferimento ad una sola tipologia di impianto caricato a MOX, nella fattispecie un PWR dotato di ice-condenser con licenza di produrre una potenza termica di 3411 MWth. La simulazione incidentale è stata realizzata mediante il codice computazionale d'analisi d'incidenti severi a livello di sistema MELCOR 1.8.5 per una serie di sequenze incidentali d'interesse regolatorio. Con i risultati delle analisi incidentali è stata poi ricavata una funzione di distribuzione di probabilità cumulativa (FDC) dei tempi e delle frazioni di rilascio presenti in ciascuna fase incidentale ricorrendo ai metodi della statistica non parametrica.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 22	di 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	--------------------------	------------------------

4.1 Limitazioni dello studio

I risultati ottenuti col codice MELCOR 1.8.5 riflettono le conoscenze all'epoca di emanazione del rapporto tecnico (2011) nella progressione delle sequenze incidentali e nei processi che avvengono nel sistema sino alla determinazione del termine sorgente. I modelli MELCOR per la fuoriuscita dei radionuclidi dal combustibile sono stati modificati per riprodurre i dati per alti burn-up e combustibile MOX; non erano però disponibili dati per operare una modifica nell'inventario di rilascio dei prodotti di fissione presenti nel gap e per suggerire che la degradazione del combustibile ad alto burnup o a MOX differisca dalla predizione dei modelli MELCOR della degradazione del combustibile basati su esperimenti con burnup moderati (<40 GWd/MTU), basso arricchimento, e combustibile ad ossido d'uranio. Conseguentemente, nell'analisi la degradazione del nocciolo è stata modellizzata allo stesso modo per bassi ed alti burnup e per combustibile ad ossidi d'uranio e MOX.

Il termine sorgente dipende dalla fisica e dalla chimica di degradazione del nocciolo che dipende a sua volta dalla tipologia di reattore. I risultati presentati sono stati ottenuti per PWR che utilizzano una lega di zirconio per il clad e combustibile sotto forma di ossidi. I risultati raggiunti non sono, quindi, applicabili agli small modular reactor in cui si potrebbero innescare processi incidentali sostanzialmente differenti da quelli previsti per gli impianti a maggiore potenza.

4.2 Specifiche d'impianto ed inventario dei prodotti di fissione per combustibile MOX

Lo studio per la valutazione del termine sorgente è stato realizzato per i reattori PWR (unità 1 e 2) dell'impianto Catawba con contenimento dotato di ice-condenser. Tale scelta è stata dettata dalla disponibilità del succitato impianto a bruciare combustibile MOX in supporto all'iniziativa del Dipartimento dell'Energia Americana (DOE) di smaltire plutonio di grado militare e dal fatto che gli Stati Uniti, secondo il programma "Dispose of excess weapon grade plutonium dioxide", prevedono l'utilizzo del combustibile MOX nei soli PWR dotati di ice-condenser.

Le unità 1 e 2 dell'impianto Catawba sono PWR Westinghouse a 4 loop con licenza per produrre una potenza termica di 3411 MWth. Il nocciolo del reattore è costituito da 193 fuel assembly di tipo 17x17 equipaggiati con 264 pin di combustibile. Gli assembly di combustibile MOX previsti sono di tipo 17x17 Mark-BW progettati dalla sezione di combustibile avanzato della Framatome/COGEMA. In ossequio alle disposizioni amministrative del piano di smaltimento americano del plutonio di grado militare il percorso di carico del nocciolo, per ciascun ciclo di funzionamento, prevede una presenza massima di assembly MOX pari al 40% del nocciolo (76 assembly). La Tab. 12 riassume le specifiche tecniche dell'impianto analizzato nello studio realizzato dal SANDIA.

Tabella 12: Specifiche tecniche impianto PWR Catwabda (USA)

Parametri	Valori
Progetto del reattore	Westinghouse PWR, sistema di refrigerazione a 4 loop
Potenza termica	3411 MWth
Potenza specifica	38.7 MW/MTU
Assembly UO ₂	117
Assembly MOX	76
Durata del ciclo di funzionamento	18 mesi
Massa di combustibile UO ₂	99887.0 Kg

Massa di cladding	25782.7 Kg
Arricchimento del UO ₂ (²³⁵ U)	4.236 w/o
Arricchimento del MOX (²³⁹ Pu)	4.364 w/o

La disposizione di carico prevista in un sistema ad assembly misti UO₂/MOX in condizioni di inizio ciclo (BOC) viene riportata nella Fig. 26.

				L2	M1	L2	M1	L2	M1	L2				
		L2	L1	M0	L0	M0	L0	M0	L0	M0	L1	L2		
	L2	M0	M0	L0	M1	M1	L0	M1	M1	L0	M0	M0	L2	
	L1	M0	L1	L1	M1	L0	L1	L0	M1	L1	L1	M0	L1	
L2	M0	L0	L1	M1	M0	L1	L0	L1	M0	M1	L1	L0	M0	L2
M1	L0	M1	M1	M0	L1	L0	L1	L0	L1	M0	M1	M1	L0	M1
L2	M0	M1	L0	L1	L0	L1	L0	L1	L0	L1	L0	M1	M0	L2
M1	L0	L0	L1	L0	L1	L0	L2	L0	L1	L0	L1	L0	L0	M1
L2	M0	M1	L0	L1	L0	L1	L0	L1	L0	L1	L0	M1	M0	L2
M1	L0	M1	M1	M0	L1	L0	L1	L0	L1	M0	M1	M1	L0	M1
L2	M0	L0	L1	M1	M0	L1	L0	L1	M0	M1	L1	L0	M0	L2
	L1	M0	L1	L1	M1	L0	L1	L0	M1	L1	L1	M0	L1	
	L2	M0	M0	L0	M1	M1	L0	M1	M1	L0	M0	M0	L2	
		L2	L1	M0	L0	M0	L0	M0	L0	M0	L1	L2		
				L2	M1	L2	M1	L2	M1	L2				

Figura 26: Configurazione assembly nocciolo al 40% MOX – BOC

Nella Fig. 26 Ln e Mn sono, rispettivamente, gli assembly di combustibile UO₂ e MOX bruciati sino all'n-esimo ciclo. La condizione di bruciamento degli assembly, all'inizio (BOC) ed alla fine (EOC) del ciclo operativo di funzionamento, viene riportata nella Tab. 13.

Tabella 13: Numero di assembly in un nocciolo al 40% MOX per tipologia e condizione di bruciamento

Cicli nel nocciolo	BOC		EOC	
	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX
Zero	48	36	-	-
Uno	44	40	48	36
Due	25	-	44	40
Tre	-	-	25	-

La procedura di calcolo del TS ha previsto una fase preliminare di valutazione dell'inventario di combustibile mediante il codice ORIGEN2.2. La scelta degli intervalli di bruciamento da realizzare per ottenere l'inventario dei prodotti di fissione a fine ciclo (EOC) necessari per il successivo calcolo del termine sorgente è stato realizzato rispettando tre criteri:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 24 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

1. Limitare il burnup specifico medio di assembly del combustibile MOX a 45000 MWd/MTU (secondo le disposizioni amministrative del piano di smaltimento americano del plutonio di grado militare);
2. Ottenere con un solo ciclo di funzionamento del reattore un combustibile MOX che raggiunga un burnup di almeno 20000 MWd/MTU;
3. Rispettare l'attuale limite operativo di 60000 MWd/MTU per combustibile UO₂ a basso arricchimento.

In accordo alle precedenti disposizioni, in Tab. 14 viene riportata la lista dei valori di burnup ad EOC utilizzati per l'esecuzione dei calcoli con ORIGEN2.2.

Tabella 14: Cicli di burnup utilizzati nei calcoli con ORIGEN 2.2

Ciclo del combustibile [-]	Burnup [MWd/MTU]
1	19157
2	38313
3	57740

Il combustibile MOX utilizzato verrà preparato con il metodo di miscelazione "MIMAS" che permette una dispersione uniforme della maggior parte dell'ossido di plutonio nella matrice dell'ossido di uranio in modo da evitare la presenza di concentrazione dell'ossido di plutonio in zone isolate delle pellet di combustibile. Il risultato di tale metodo di produzione consiste in un combustibile composto per la maggior parte da ossido di ²³⁸U arricchito con circa il 0.25% di ²³⁵U e dal 2 - 5% di diossido di plutonio. La composizione isotopica nominale del plutonio utilizzata è riportata in Tab. 15.

Tabella 15: Composizione isotopica nominale del Plutonio

Nuclide [-]	Composizione [%]
²³⁹ Pu	93.6
²⁴⁰ Pu	5.9
²⁴¹ Pu	0.4
²⁴² Pu	0.1

Il clad del combustibile è composto dalla lega proprietaria di zirconio "M5" in cui è presente niobio. Il risultato del calcolo d'inventario, suddiviso per classi di radionuclidi secondo quanto previsto dalla NUREG-1465, viene riportato nella Tab. 16.

Tabella 16: Confronto dell'inventario di radionuclidi tra un nocciolo UO₂ ed un nocciolo al 40% MOX

Gruppo di radionuclidi [-]	Elementi nel gruppo [-]	Nocciolo UO ₂ [kg]	Nocciolo 40% MOX		
			Assembly UO ₂ [kg]	Assembly MOX [kg]	Totale [kg]
Gas nobili	Kr, Xe	5.178E+02	3.187E+02	1.694E+02	4.882E+02
Alogeni	Br, I	2.346E+01	1.444E+01	1.137E+01	2.581E+01
Metalli alcalini	Cs, Rb	2.910E+02	1.787E+02	1.009E+02	2.796E+02

Gruppo dei telluri	Sb, Se, Te	4.865E+01	2.998E+01	2.050E+01	5.048E+01
Terre alcaline	Ba, Sr	2.200E+02	1.352E+02	5.492E+01	1.901E+02
Metalli nobili	Co, Mo, Pd, Rh, Ru, Tc	7.320E+02	4.513E+02	3.182E+02	7.595E+02
Lantanidi	Am, Cm, Eu, La, Nb, Nd, Pm, Pr, Sm, Y	6.996E+02	4.305E+02	2.105E+02	6.410E+02
Gruppo del cerio	Ce, Np, Pu, Zr	1.489E+03	9.134E+02	1.300E+03	2.213E+03

Il calcolo è riferito alle condizioni di fine ciclo (EOC), immediatamente dopo lo shutdown del reattore.

4.3 Sequenze incidentali per la valutazione del termine sorgente

Il rapporto SANDIA2011 utilizza un set di sequenze incidentali caratterizzate dalla seguente serie di eventi iniziatori:

1. Blackout elettrico dell'impianto (SBO);
2. Perdita di refrigerante dovuta ad una piccola rottura nel sistema di raffreddamento (SLOCA);
3. Perdita di refrigerante dovuta ad una grossa rottura nel sistema di raffreddamento (LLOCA) con contemporaneo fallimento del sistema di raffreddamento d'emergenza del nocciolo (ECCS).

Le diverse sequenze incidentali si differenziano tra di loro anche per le condizioni finali assunte dal contenimento secondo due possibili modalità di rottura:

1. Fallimento a breve (early): è preclusa la rottura per scorrimento "creep-rupture" del sistema di refrigerazione del nocciolo (RCS) ed il fallimento del vessel avviene per l'alta pressione. Si assume che il fallimento del contenimento avvenga contemporaneamente al fallimento del vessel;
2. Fallimento tardivo (late): è permessa la rottura per scorrimento "creep-rupture" del sistema di refrigerazione del nocciolo (RCS), il fallimento del contenimento è tardivo e dovuto alla lenta sovrappressurizzazione provocata dalle interazioni nocciolo-calcestruzzo.

Le sequenze incidentali considerate nell'analisi di valutazione del TS sono riportate nella Tab. 17.

Tabella 17: Sequenze incidentali di un PWR (ice-condenser) con nocciolo al 40% MOX per la valutazione del TS

Caso	Evento iniziatore	Eventi incidentali				Stato finale del contenimento
		Potenza	LOCA	ECCS	AA ²	
1-5	Station blackout	SBO	PRR ³	No AC	3 ore	Late
		SBO	PRR	No AC	3 ore	Early
		SBO	PRR	No AC	Fallimento immediato	Late
		SBO	PRR/VS ⁴	No AC	3 ore	Late
		SBO	No	No AC	Fallimento immediato	Late

² AA=acqua di alimentazione ausiliaria

³ PRR=Pompa di raffreddamento del reattore (fallimento della tenuta)

⁴ VS=valvola di sicurezza chiuso/aperto sul pressurizzatore (fallimento)

6-8	Rottura un inch gamba fredda	AC/DC	GF ⁵ – 1 inch	FR ⁶	On	Late
		AC/DC	GF – 1 inch	FR	On	Early
		AC/DC	GF – 1 inch	FR	Fallimento immediato	Late
9	Rottura un inch gamba calda	AC/DC	GC ⁷ – 1 inch	Fallimento immediato	On	Late
10-11	Rottura due inch gamba fredda	AC/DC	GC – 2 inch	FR	On	Late
		AC/DC	GC – 2 inch	Fallimento immediato	On	Late
12	Rottura sei inch gamba fredda	AC/DC	GF – 6 inch	Fallimento immediato	On	Late
13	Rottura sei inch gamba calda	AC/DC	GC – 6 inch	Fallimento immediato	On	Late
14	Rottura 10 inch gamba fredda	AC/DC	GF – 10 inch	Fallimento immediato	On	Late
15	Rottura 10 inch gamba calda	AC/DC	GC – 10 inch	Fallimento immediato	On	Late
16	Rottura 27.5 inch gamba fredda	AC/DC	GF – 27.5 inch	Fallimento immediato	On	Late

La valutazione probabilistica del rischio (PRA rev. 2b) dell'impianto di Catawba prevede che la frequenza di danneggiamento del nocciolo (CDF) sia dovuta per il 43% all'evento iniziatore di SBO e per il 30% all'evento iniziatore di perdita del refrigerante (LOCA). L'evento iniziatore di grossa perdita di refrigerante (LLOCA), non è un evento a frequenza significativa, ma compare nei processi regolatori che fanno uso della descrizione del termine sorgente. Le rotture intermedie di 6 e 10 inch sono state considerate come alternative al LLOCA da utilizzare nell'analisi degli incidenti base di progetto. Gli eventi transitori che causano il blocco dell'impianto insieme al fallimento dei sistemi di emergenza (ad es. ECCS) non sono stati considerati in maniera indipendente nell'analisi in quanto sono equivalenti ad un SBO in termini di valutazione della progressione incidentale e del termine sorgente. L'evento di rottura del tubo del generatore di vapore (SGTR) e degli eventi da esso indotti (ISGTR) non sono stati ugualmente considerati in quanto contribuiscono solo minimamente alla CDF.

⁵ GF=gamba fredda del sistema primario

⁶ FR=fallimento della ricircolazione dell'ECCS

⁷ GC=gamba calda del sistema primario

In MELCOR è stata realizzata una modellizzazione del reattore Westinghouse a 4 loop dell'impianto nucleare di Catawba (USA). La Fig.27 presenta il diagramma di nodalizzazione del sistema di raffreddamento (RCS).

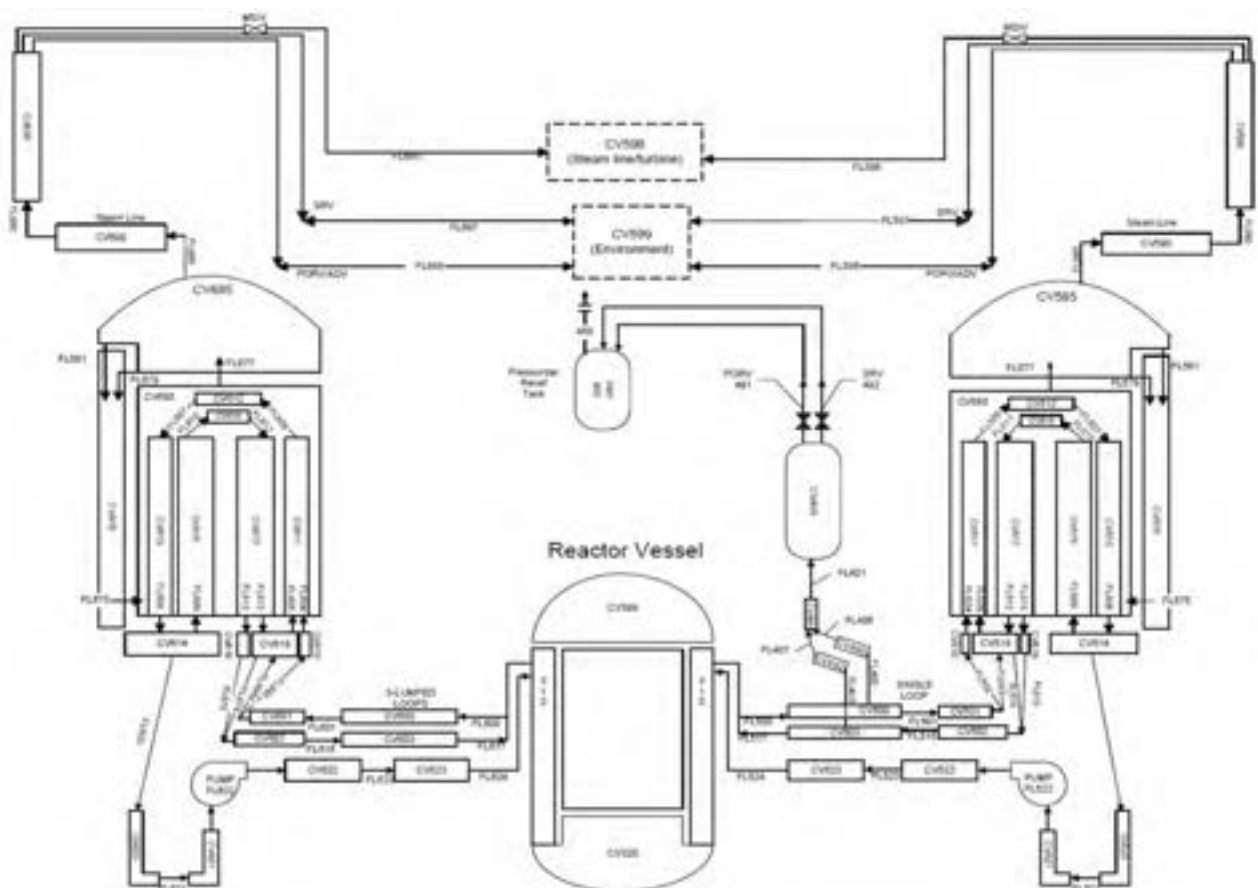


Figura 27: Nodalizzazione MELCOR 1.8.5 del RCS di un PWR Westinghouse a 4 loop

I generatori di vapore della Westinghouse sono del tipo a tubo ad U invertito. Se, durante un evento incidentale, il lato secondario si inonda d'acqua, lo smaltimento del calore dal sistema di raffreddamento primario può essere realizzato mediante circolazione naturale attuabile con una perdita di potenza del sistema di pompaggio. Inoltre, se la frazione di vuoto nella gamba calda del RCS e nel generatore di vapore diviene troppo grande, il percorso di circolazione naturale in contro-corrente della fase vapore nella gamba calda può avere un importante effetto di riscaldamento sulla stessa gamba calda, sulla linea di pompaggio, e sui tubi del generatore di vapore.

Il modello MELCOR utilizza una singola nodalizzazione del RCS che comprende entrambi i succitati fenomeni di circolazione naturale che influenzano significativamente la progressione di incidenti ad alta pressione. La modellizzazione dei due fenomeni precedentemente descritti viene realizzata splittando la nodalizzazione della gamba calda del RCS in una metà superiore ed una inferiore per simulare una corretta resistenza del flusso di raffreddamento nel caso in cui sia predominante l'adamento unidirezionale o contro-corrente; il modello è applicabile sia per flussi in stato liquido che vapore. La transizione da un flusso liquido unidirezionale ad un flusso vapore contro-corrente (generato da una differenza di densità all'interno dei tubi del generatore di vapore) è gestito automaticamente dal modello quando la frazione di vuoto nella gamba calda e nel generatore di vapore diviene sufficientemente grande. Quando il flusso della gamba

calda nella metà superiore ed inferiore sono in direzione opposta (contro-corrente), viene introdotto un termine di caduta di pressione – utilizzando la funzione di controllo delle caratteristiche della pompa MELCOR Quick-CF – che modella l'effetto delle forze di taglio che si instaurano tra i due flussi opposti presenti nel sistema.

I modelli di rottura a creep modellizzano i fallimenti potenziali degli ugelli della gamba calda, della linea di pompaggio, e dei tubi del generatore di vapore. Tali modelli utilizzano la pressione del RCS e la temperatura delle strutture a caldo per fare una stima cumulativa del danneggiamento. Quando il modello prevede un fallimento per rottura a creep, viene aperto un percorso di flusso per permettere la depressurizzazione del sistema in una specifica localizzazione. In aggiunta, è stato implementato un modello di rottura a creep della testa inferiore per predire il fallimento della testa bassa del vessel dopo che i detriti caldi del nocciolo provocano il fallimento della testa inferiore del nocciolo e rilanciano nel plenum inferiore del vessel. La modellizzazione del contenimento di tipo ice-condenser viene riportata in Fig. 28.

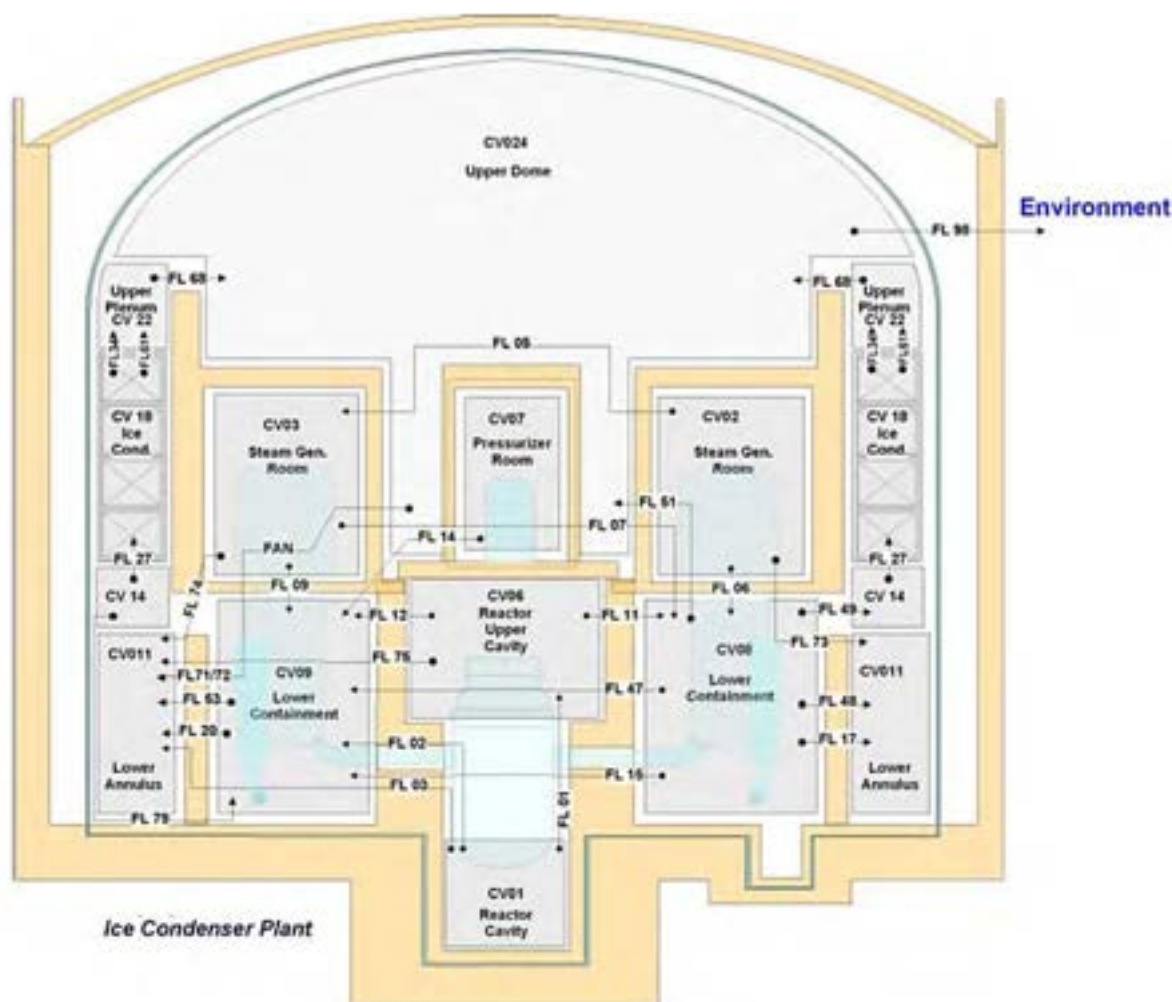


Figura 28: Nodalizzazione MELCOR 1.8.5 del contenimento di un PWR con Ice-Condenser

Il contenimento in oggetto è stato diviso in 12 volumi separati. I volumi del RCS sono stati adeguatamente associati con i volumi del contenimento in modo tale che la rottura di un tubo o l'apertura delle valvole di sicurezza porti ad uno sfogho nella corretta localizzazione del contenimento. I diversi vani del contenimento sono connessi con specifici percorsi delineati in modo da tenere in conto le restrizioni

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 29 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

imposte da muri e partizioni; i percorsi dei flussi liquidi sono definiti in modo tale da fornire un'adeguata altezza di riempimento necessaria per poter allagare un vano e riversarsi negli altri.

4.4 Frazioni di rilascio per gruppi di radionuclidi

L'analisi statistica non parametrica dei risultati ottenuti con MELCOR delle 16 sequenze incidentali riportate in Tab. 16 [19], ha permesso l'ottenimento delle frazioni di rilascio dal nocciolo al contenimento per un PWR dotato di ice-condenser con un nocciolo al 40% MOX [18]. I valori quantitativi delle frazioni dei gruppi di radionuclidi presenti in ciascuna fase di rilascio dal nocciolo al contenimento viene riportata in Tab. 18.

Tabella 18: Frazioni di rilascio per un PWR con contenimento Ice-Condenser ed un nocciolo al 40% MOX

	Configurazione nocciolo	Rilascio "Dal Gap"	Rilascio "In-Vessel"	Rilascio "Ex-vessel"	Rilascio "Late In-Vessel"
Durata (h)	UO ₂ /MOX-40%	0.36 ± 0.12	4.4 ± 1.1	6.5 ± 6.1	16 ± 15
	UO ₂	0.34 ± 0.12	4.1 ± 0.7	6.0 ± 3.7	15 ± 18
Frazione di rilascio gruppi di radionuclidi					
Gas Nobili (Kr, Xe)	UO ₂ /MOX-40%	0.028 ± 0.009	0.86 ± 0.06	0.05 ± 0.02	0.026 ± 0.006
	UO ₂	0.029 ± 0.006	0.87 ± 0.07	0.10 ± 0.06	0.019 ± 0.007
Alogeni (Br, I)	UO ₂ /MOX-40%	0.028 ± 0.009	0.48 ± 0.12	0.06 ± 0.020	0.055 ± 0.021
	UO ₂	0.014 ± 0.007	0.47 ± 0.12	0.08 ± 0.03	0.060 ± 0.024
Metalli alcalini (Rb, Cs)	UO ₂ /MOX-40%	0.014 ± 0.009	0.44 ± 0.08	0.07 ± 0.03	0.025 ± 0.020
	UO ₂	0.014 ± 0.008	0.41 ± 0.08	0.11 ± 0.05	0.032 ± 0.018
Terre alcaline (Sr, Ba)	UO ₂ /MOX-40%	-	0.0015 ± 0.0005	0.008 ± 0.003	(9±5) × 10 ⁻⁵
	UO ₂	-	0.0015 ± 0.0004	0.015 ± 0.015	(9±6) × 10 ⁻⁵
Gruppo dei Telluri (Te, Se, Sb)	UO ₂ /MOX-40%	0.014 ± 0.009	0.48 ± 0.10	0.04 ± 0.01	0.055 ± 0.025
	UO ₂	0.014 ± 0.008	0.45 ± 0.10	0.04 ± 0.02	0.058 ± 0.020
Molibdeno (Mo, Tc, Nb)	UO ₂ /MOX-40%	-	0.27 ± 0.06	[0.0025]	0.024 ± 0.008
	UO ₂	-	0.28 ± 0.07		0.024 ± 0.006
Metalli nobili (Ru, Pd, Rh, etc.)	UO ₂ /MOX-40%	-	0.005 ± 0.002	[0.0025]	(3 ± 1) × 10 ⁻⁴
	UO ₂	-	0.006 ± 0.002		(2 ± 1) × 10 ⁻⁴
Lantanidi (Y, La, Sm, Pr, etc.)	UO ₂ /MOX-40%	-	1.1 ± 0.25 × 10 ⁻⁷	3 ± 2 × 10 ⁻⁵	-
	UO ₂	-	1.1 ± 0.3 × 10 ⁻⁷	6 ± 16 × 10 ⁻⁴	-
Gruppo del Cerio (Ce, Pu, Zr, etc.)	UO ₂ /MOX-40%	-	1.0 ± 0.25 × 10 ⁻⁷	5 ± 4 × 10 ⁻⁴	-
	UO ₂	-	1.1 ± 0.3 × 10 ⁻⁷	5 ± 13 × 10 ⁻³	-

I valori in rosso esprimono la durata e la frazione di rilascio per un nocciolo al 40% MOX. I valori in blu esprimono la durata e la frazione di rilascio ricavati da un'identica analisi incidentale condotta su un nocciolo con una configurazione del combustibile a solo ossido d'uranio a basso arricchimento. Le incertezze associate ad ogni valore riflettono l'incertezza nella localizzazione della media della distribuzione dei risultati nell'analisi statistica non parametrica condotta. Le caselle in cui è stato inserito un tratto indicano che l'analisi ha predetto un rilascio trascurabile del gruppo dei radionuclidi durante la fase dell'incidente indicata.

La variazione percentuale relativa del valore medio della frazione di rilascio assunta da ciascun gruppo di radionuclidi in ciascuna fase di rilascio, è stata calcolata scegliendo come riferimento il caso con solo combustibile UO₂. I valori ottenuti sono riproposti nella Tab. 19.

Tabella 19: Variazione percentuale relativa delle frazioni di rilascio proposte nella Tab. 18

	Var Rilascio "Dal Gap" (%)	Var Rilascio "In-Vessel" (%)	Var Rilascio "Ex-Vessel" (%)	Var Rilascio "Late In-Vessel" (%)
Var Durata (%)	5.88	7.45	10.53	5.56
Frazione di rilascio gruppi di radionuclidi				
Gas Nobili (Kr, Xe)	-3.45	-1.15	-50.00	36.84
Alogeni (Br, I)	100.00	2.13	-25.00	-8.33
Metalli alcalini (Rb, Cs)	0.00	7.32	-36.36	-21.88
Terre alcaline (Sr, Ba)	-	0.00	-46.67	0.00
Gruppo dei Telluri (Te, Se, Sb)	0.00	6.67	0.00	-5.17
Molibdeno (Mo, Tc, Nb)	-	-3.57	-	0.00
Metalli nobili (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	-16.67	-	50.00
Lantanidi (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	0.00	-95.00	-
Gruppo del Cerio (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	-9.09	-90.00	-

Se si esclude il dato del gruppo dei metalli alcalini, si nota come, particolarmente nella fase di rilascio "In-Vessel", non vi è una sostanziale differenza nella frazione di rilascio dei radionuclidi tra un nocciolo con configurazione al 40% MOX ed un nocciolo con una configurazione a UO₂ a basso arricchimento. Tale considerazione è in contrasto con i dati sperimentali ottenuti da singole pellet di combustibile MOX che indicano un più rapido rilascio dei prodotti di fissione dal MOX rispetto al combustibile ad ossidi di uranio. In realtà la velocità di rilascio del combustibile MOX risulta essere maggiore a basse temperature (1000 – 1800 °C) per poi convergere a valori simili a quella del UO₂ all'aumentare della temperatura. I modelli MELCOR per combustibile MOX sono stati modificati per tenere in conto le osservazioni sperimentali sulle velocità di rilascio relative dal MOX e da combustibili ad ossido d'uranio, ma si è visto che, durante la sequenza incidentale, il combustibile trascorre un tempo trascurabile a temperature dove la velocità di rilascio dei radionuclidi differisce significativamente tra MOX e UO₂. Si è pertanto concluso che le differenze di velocità di rilascio tra la configurazione MOX e quella ad UO₂ non hanno un effetto significativo sul rilascio globale di radionuclidi nel contenimento. Le altre differenze sono in parte da attribuire al più basso calore di decadimento espresso dal combustibile MOX. Il dato non trascurabile sulla differenza percentuale

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 31 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	--------------------------------

relativa delle frazioni di rilascio “Ex-vessel” del gruppo dei Lantanidi e del Cerio è affetto dall’enorme incertezza statistica del valore medio dei risultati ottenuti.

La Tab. 20 riporta il confronto del termine sorgente proposto per un PWR con contenimento Ice-condenser caricato al 40% a MOX e quello previsto dalla NUREG-1465.

Tabella 20: Frazioni di rilascio SAND2011-0128 per un PWR ice-condenser 40% MOX e frazioni di rilascio NUREG-1465 per un PWR UOX.

	Configurazione nocciolo	Rilascio dal “Gap”	Rilascio “In-Vessel”	Rilascio “Ex-vessel”	Rilascio “Late In-Vessel”
Durata (h)	UO ₂ /MOX-40%	0.36	4.4	6.5	16
	UO ₂	0.50	1.3	2.0	10
Frazione di rilascio gruppi di radionuclidi					
Gas Nobili (Kr, Xe)	UO ₂ /MOX-40%	0.028	0.86	0.05	0.026
	UO ₂	0.050	0.95	0	0
Alogeni (Br, I)	UO ₂ /MOX-40%	0.028	0.48	0.06	0.055
	UO ₂	0.050	0.35	0.25	0.10
Metalli alcalini (Rb, Cs)	UO ₂ /MOX-40%	0.014	0.44	0.07	0.025
	UO ₂	0.050	0.25	0.35	0.10
Terre alcaline (Sr, Ba)	UO ₂ /MOX-40%	-	0.0015	0.008	9 x 10 ⁻⁵
	UO ₂	-	0.020	0.1	0
Gruppo dei Telluri (Te, Se, Sb)	UO ₂ /MOX-40%	0.014	0.48	0.04	0.055
	UO ₂	0	0.05	0.25	0.005
Molibdeno (Mo, Tc, Nb)	UO ₂ /MOX-40%	-	0.27	[0.0025]	0.024
	UO ₂	-	0.0025		0
Metalli nobili (Ru, Pd, Rh, etc.)	UO ₂ /MOX-40%	-	0.005	[0.0025]	3 x 10 ⁻⁴
	UO ₂	-	0.0025		0
Lantanidi (Y, La, Sm, Pr, etc.)	UO ₂ /MOX-40%	-	1.1 x 10 ⁻⁷	3 x 10 ⁻⁵	-
	UO ₂	-	0.0002	0.005	-
Gruppo del Cerio (Ce, Pu, Zr, etc.)	UO ₂ /MOX-40%	-	1.0 x 10 ⁻⁷	5 x 10 ⁻⁴	-
	UO ₂	-	0.0005	0.005	-

Analogamente alla convenzione adottata in Tab. 18, i valori in rosso esprimono la durata e la frazione di rilascio del nocciolo al 40% MOX, mentre i valori in blu esprimono la durata e la frazione di rilascio per una configurazione di nocciolo ad ossidi d’uranio come riportato nella NUREG-1465.

La variazione percentuale relativa del valore medio della frazione di rilascio assunta da ciascun gruppo di radionuclidi in ciascuna fase di rilascio, è stata calcolata scegliendo come riferimento il caso con combustibile UO₂. I valori ottenuti sono riportati nella Tab. 21.

Tabella 21: Variazione percentuale relativa delle frazioni di rilascio proposte in Tab. 20

	Var Rilascio “Dal Gap” (%)	Var Rilascio “In- Vessel” (%)	Var Rilascio “Ex-Vessel” (%)	Var Rilascio “Late In-Vessel” (%)
Var Durata (%)	38.39	405.00	200.00	18.75

Frazione di rilascio gruppi di radionuclidi				
Gas Nobili (Kr, Xe)	-44.00	-9.47	n. c.	n. c.
Alogeni (Br, I)	-44.00	37.14	-76.00	-45.00
Metalli alcalini (Rb, Cs)	-72.00	76.00	-80.00	-75.00
Terre alcaline (Sr, Ba)	-	-92.50	-92.00	n. c.
Gruppo dei Telluri (Te, Se, Sb)	n. c.	860.00	-84.00	1000.00
Molibdeno (Mo, Tc, Nb)	-	10700.00	0.00	n. c.
Metalli nobili (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	100.00	0.00	n. c.
Lantanidi (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	-99.95	-99.40	-
Gruppo del Cerio (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	-99.98	-90.00	-

Le caselle in cui è stato inserito un tratto indicano situazioni in cui il rilascio è stato trascurabile, le caselle in cui è stata inserita la dicitura “n.c.” indicano che non è stato possibile valutare la variazione percentuale relativa poiché il riferimento scelto assumeva un valore nullo. Si noti come le frazioni di rilascio dei radionuclidi per combustibile MOX presentano – per alcuni gruppi di radionuclidi e per alcune fasi di rilascio – delle sostanziali differenze rispetto a quelle proposte dalla NUREG-1465. Le differenze sono attribuibili ad un miglioramento della conoscenza nella fenomenologia dei processi di degradazione del nocciolo e di rilascio dei radionuclidi nel sistema reattore che ha portato, rispetto al 1995, anno di pubblicazione della NUREG-1465, ad un aggiornamento dei modelli di rilascio incidentai implementati in MELCOR.

Alcune delle maggiori differenze riportate in Tab. 21 dipendono da specifici comportamenti chimico-fisici assunti da un combustibile MOX:

- Una maggiore durata delle fasi di rilascio “In-Vessel” dovuta al fatto che i modelli aggiornati implementati in MELCOR predicono un maggior trasferimento di calore dai detriti del nocciolo al sistema di raffreddamento del reattore;
- Il prolungamento della degradazione del nocciolo determina un allungamento temporale della fase di rilascio “In-Vessel” comportando un maggior rilascio dei radionuclidi volatili quali lo iodio ed il tellurio;
- Il rilascio “In-Vessel” del cesio non viene ad incrementarsi similmente a quanto accade per il tellurio poiché si è assunto, sulla base di studi sperimentali, che il cesio è presente principalmente nella forma meno volatile di cesio molibdato (Cs_2MoO_4) piuttosto che idrossido di cesio (CsOH). In tale

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 33 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

forma tende a depositarsi nel sistema di raffreddamento del reattore prima di raggiungere il contenimento;

- Il rilascio di molibdeno, poiché quest'ultimo viene rilasciato anche col cesio nella forma di cesio molibdato, risulta essere maggiore e differisce significativamente dal rilascio di altri prodotti di fissione metallici quali rutenio e palladio. La conseguenza è stata la necessità di definire una nuova classe chimica per il molibdeno;
- Il rilascio complessivo del tellurio risulta essere significativamente maggiore poiché si prevede che il tellurio sia in una forma chimica che non reagisca rapidamente con altri residui presenti nel sistema, col cladding non ossidato del combustibile o con le superfici metalliche all'interno del sistema di raffreddamento del reattore;
- Il contributo della fase di rilascio "Ex-Vessel" si è ridotto. Ciò è dovuto al fatto che i detriti del nocciolo sono stati impoveriti dei radionuclidi volatili durante la lunga fase di rilascio In-vessel e che meno zirconio metallico è presente nei detriti del nocciolo che escono dal vessel del reattore per interagire con il calcestruzzo strutturale;
- Il rilascio "Late In-Vessel" apporta un maggior contributo al rilascio di radionuclidi poiché una grossa frazione degli alogeni, dei metalli alcalini e dei telluri vengono rilasciati durante la fase In-vessel per depositarsi nel sistema di raffreddamento del reattore. Vi è, quindi, una maggiore probabilità di grossi rilasci dovuti alla rivaporizzazione durante la fase di rilascio Ex-Vessel dell'incidente.
- Nella fase "Late In-Vessel" il rilascio dei metalli alcalini per rivaporizzazione è stato ridotto rispetto al rilascio degli alogeni poiché gli alcalini sono presenti sulle superfici in una forma chimica meno volatile.
- Nella fase "Late In-Vessel" è prevista una maggior frazione di rilascio dei telluri. Ciò è dovuto alla forma chimica osservata nei test successivi alla NUREG-1465 – ed assunta in MELCOR – che determina una più estesa rivaporizzazione del tellurio depositato.

5. Calcolo del termine sorgente per un inventario di nocciolo al 40% MOX

Si è, infine, eseguito un calcolo del termine sorgente derivante dai nuclidi a maggior impatto radiologico⁸ utilizzando le frazioni di rilascio dal nocciolo al contenimento proposte nella Tab. 18 e le frazioni di rilascio dal contenimento all'ambiente esterno secondo quanto proposto dalla NUREG-1228.

Il calcolo del TS ha previsto una necessaria fase preliminare di valutazione dell'inventario dei radionuclidi a maggior impatto radiologico mediante l'utilizzo del codice ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.1.3. Nello specifico, si è realizzato un calcolo di bruciamento per determinare l'inventario di radionuclidi ad impatto radiologico di un nocciolo al 40% MOX in condizioni di EOC secondo la distribuzione del combustibile prevista dalla Tab. 13. Sono stati scelti tre intervalli di bruciamento secondo quanto riportato dalla Tab. 14. Il combustibile ad ossido di uranio è stato arricchito al 3%, mentre in quello a MOX è stata prevista una concentrazione di plutonio pari al 4% ed una concentrazione di ²³⁵U nell'ossido d'uranio pari allo 0.25%. Il vettore isotopico del plutonio, per limitazioni imposte dal codice in merito alla massima concentrazione di ²³⁹Pu assegnabile ($\leq 70\%$), è stato scelto in difformità a quanto proposto nella Tab. 15, ma in modo tale che la frazione totale degli isotopi fissili sia comunque uguale a quello previsto nella stessa tabella. La

⁸ L'inventario dei nuclidi a maggior impatto radiologico è stato definito dall'unione degli inventari proposti dai codici RASCAL (vers. 3.0.5 e 4.0-4.2) e RODOS

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 34	di 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

concentrazione di ^{241}Am è stata scelta pari allo 0.24%. La Tab. 22 riporta il vettore isotopico utilizzato per il calcolo dell'inventario MOX.

Tabella 22: Composizione isotopica nominale del plutonio

Nuclide [-]	Composizione [%]
^{239}Pu	70.0
^{240}Pu	5.9
^{241}Pu	24
^{242}Pu	0.1

L'assembly utilizzato nel calcolo per la valutazione delle sezioni d'urto efficaci è un Westinghouse 17x17. Le sezioni d'urto efficaci sono state aggiornate nel rapporto di 5 librerie/ciclo, per garantire un errore relativo nel calcolo al di sotto del 2% secondo un'analisi di sensitività effettuata nell'annualità AdP 2011 [1]. La potenza specifica del sistema è stata posta identica a quella utilizzata nella precedente sezione di analisi neutronica e pari a 38.43 MW/MTU.

Con l'obiettivo di ottenere dei valori di confronto, è stato realizzato un analogo calcolo di bruciamento – con le stesse opzioni espresse precedentemente – per un nocciolo con una configurazione a solo ossido d'uranio arricchito al 3%. Il nocciolo è stato considerato in condizioni di EOC secondo quanto suggerito dal report SANDIA 2008-6665 [18] e riportato nella Tab. 23.

Tabella 23: Numero di assembly in un nocciolo ad UO_2 a basso arricchimento per condizione di bruciamento

Cicli nel nocciolo	BOC	EOC
Zero	80	-
Uno	76	80
Due	37	76
Tre	-	37

La valutazione quantitativa del termine sorgente dell'i-esimo nuclide (TS_i) è stata effettuata aggiornando la metodica proposta nella NUREG-1228 con le frazioni di rilascio dal combustibile al contenimento per combustibile MOX resisi disponibili con la pubblicazione dei rapporti tecnici SANDIA. Nello specifico, il calcolo è stato effettuato secondo la seguente relazione matematica:

$$TS_i = PF_i \times FRC_i \times \prod_{j=1}^n FDR_{(i,j)} \times FF_i$$

In cui PF_i è l'inventario isotopico del nuclide i-esimo presente nel nocciolo; FRC_i è la frazione di rilascio nel contenimento dell'iesimo nuclide secondo quanto previsto dalle valutazioni SANDIA2011 [17]; FDR_j è il j-esimo fattore di riduzione dell'i-esimo nuclide secondo quanto previsto dalla NUREG-1228; FF_i è la frazione dell'i-esimo nuclide presente nel contenimento e disponibile al rilascio in ambiente in un ora secondo quanto previsto dalla NUREG-1228.

I valori adottati per FRC_i sono quelli riportati nella Tab. 18 mentre, per la valutazione dei FDR_j – per i radionuclidi che non appartengono alla categoria dei gas nobili – si è scelta la sequenza incidentale conservativa con fusione del nocciolo A-1, B3 che prevede un evento iniziatore di rottura di un tubo del sistema di refrigerazione primario ed il fallimento catastrofico del contenimento. I meccanismi di riduzione

dei radionuclidi assunti sono: singolo passaggio nell'ice-condenser (fallimento delle ventole di ricircolo) e processi di deposizione naturale nel contenimento (fallimento degli spray) con tempo medio di permanenza tra le 2 e le 12 ore⁹. Data l'ipotesi iniziale di fallimento catastrofico del contenimento (100% h) il fattore FF_i è stato posto pari ad uno. La frazione di rilascio dei gas nobili nella sequenza considerata viene assunta unitaria.

I valori del termine sorgente ottenuti a partire da un nocciolo al 40% MOX sono stati successivamente confrontati con quelli acquisiti con un nocciolo ad UO₂ utilizzando sia le frazioni di rilascio dal nocciolo al contenimento proposte da MELCOR 1.8.5 che quelle suggerite dalla NUREG-1465. La Tab. 24 riporta i risultati ottenuti per tutti i radionuclidi di interesse radiologico raggruppati per classi di radionuclidi.

Tabella 24: Termine sorgente da un nocciolo al 40% MOX e 100% UOX per i radionuclidi di interesse radiologico

	Nuclidi	Termine	Termine	Termine	Var ₁	Var ₂	Var ₃
		Sorgente	Sorgente	Sorgente			
		40% MOX	100% UOX	100% UOX			
		Melcor 1.8.5	Melcor 1.8.5	NUREG-1465			
		[Bq]	[Bq]	[Bq]	MOX-UOX	UOX-UOX	MOX-UOX
		[Bq]	[Bq]	[Bq]	MELCOR	MELCOR-NUREG	MELCOR-NUREG
		[Bq]	[Bq]	[Bq]	[%]	[%]	[%]
Gas Nobili	Kr-83m	3.73E+17	4.340E+17	4.264E+17	-14.08	1.80	-12.54
	Kr-85	2.72E+16	3.593E+16	3.529E+16	-24.35	1.80	-22.97
	Kr-85m	7.38E+17	8.976E+17	8.817E+17	-17.77	1.80	-16.29
	Kr-87	1.44E+18	1.753E+18	1.722E+18	-17.86	1.80	-16.40
	Kr-88	1.92E+18	2.328E+18	2.287E+18	-17.70	1.80	-16.24
	Xe-131m	5.00E+16	5.227E+16	5.134E+16	-4.40	1.80	-2.67
	Xe-133	7.13E+18	7.576E+18	7.442E+18	-5.87	1.80	-4.18
	Xe-133m	2.19E+17	2.287E+17	2.246E+17	-4.42	1.80	-2.71
	Xe-135	2.21E+18	1.701E+18	1.671E+18	29.92	1.80	32.24
	Xe-135m	1.65E+18	1.721E+18	1.691E+18	-3.89	1.80	-2.17
	Xe-138	6.15E+18	6.657E+18	6.539E+18	-7.68	1.80	-6.00
Alogeni	I-131	4.90E+16	4.882E+16	5.868E+16	0.33	-16.80	-16.53
	I-132	7.09E+16	7.085E+16	8.516E+16	0.03	-16.80	-16.78
	I-133	9.70E+16	9.790E+16	1.177E+17	-0.90	-16.80	-17.55
	I-134	1.07E+17	1.090E+17	1.310E+17	-2.29	-16.80	-18.67
	I-135	9.32E+16	9.365E+16	1.126E+17	-0.49	-16.80	-17.21
Metalli Alcalini	Cs-134	6.13E+15	7.048E+15	9.340E+15	-13.04	-24.53	-34.37
	Cs-136	2.44E+15	2.230E+15	2.956E+15	9.19	-24.53	-17.60
	Cs-137	4.29E+15	4.583E+15	6.073E+15	-6.31	-24.53	-29.28
	Rb-86	6.09E+13	7.992E+13	1.059E+14	-23.75	-24.53	-42.46
	Rb-88	2.23E+16	2.643E+16	3.503E+16	-15.59	-24.53	-36.30
Terre Alcaline	Ba-139	1.28E+15	2.269E+15	1.641E+16	-43.54	-86.18	-92.19
	Ba-140	1.26E+15	2.182E+15	1.578E+16	-42.48	-86.18	-92.05
	Sr-89	5.22E+14	1.062E+15	7.684E+15	-50.89	-86.18	-93.21

⁹ Le frazioni di riduzione dei radionuclidi adottate per la sequenza di rilascio descritta sono analogamente ricavabili dall'albero degli eventi sviluppato nella NUREG-1228 (Fig. 5.3C pag. 98)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 36 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

	Sr-90	4.11E+13	6.499E+14	6.499E+14	-93.67	-86.18	-93.67
	Sr-91	6.95E+14	1.364E+15	9.870E+15	-49.02	-86.18	-92.95
	Sr-92	7.79E+14	1.491E+15	1.078E+16	-47.76	-86.18	-92.78
Gruppo dei Telluri	Sb-125	4.22E+14	3.691E+14	2.003E+14	14.39	84.26	110.80
	Sb-127	4.69E+15	4.244E+15	2.303E+15	10.49	84.26	103.59
	Sb-129	1.47E+16	1.309E+16	7.104E+15	12.45	84.26	107.18
	Te-127	4.70E+15	4.222E+15	2.291E+15	11.23	84.26	104.94
	Te-127m	7.85E+14	6.914E+14	3.752E+14	13.48	84.26	109.10
	Te-129	1.39E+16	1.225E+16	6.648E+15	13.31	84.26	108.76
	Te-129m	2.73E+15	2.330E+15	1.265E+15	17.17	84.26	115.85
	Te-131m	9.80E+15	8.835E+15	4.795E+15	10.92	84.26	104.38
	Te-132	6.50E+16	6.188E+16	3.358E+16	5.07	84.26	93.63
Molibdeno	Mo-99	4.18E+16	4.361E+16	7.113E+14	-4.06	6030.00	5781.57
	Tc-99m	3.74E+16	3.894E+16	6.353E+14	-4.08	6030.00	5779.92
Metalli Nobili	Ru-103	1.07E+15	1.121E+15	6.440E+14	-4.82	74.00	65.75
	Ru-105	8.24E+14	8.305E+14	4.773E+14	-0.84	74.00	72.53
	Ru-106	4.50E+14	3.985E+14	2.290E+14	12.87	74.00	96.39
	Rh-105	7.40E+14	7.290E+14	4.189E+14	1.52	74.00	76.66
Lantanidi	Am 241	1.17E+09	4.756E+09	4.121E+10	-75.44	-88.46	-97.16
	Am 242	5.08E+11	3.418E+12	2.962E+13	-85.15	-88.46	-98.29
	Cm 242	3.27E+11	1.912E+12	1.657E+13	-82.88	-88.46	-98.02
	Cm 244	2.40E+10	2.948E+11	2.555E+12	-91.86	-88.46	-99.06
	Nb 95	3.52E+12	7.422E+13	6.431E+14	-95.26	-88.46	-99.45
	Nd 147	1.49E+12	2.987E+13	2.588E+14	-95.03	-88.46	-99.43
	Pr 143	1.13E+11	6.786E+13	5.880E+14	-99.83	-88.46	-99.98
	La-140	4.05E+12	8.157E+13	7.068E+14	-95.03	-88.46	-99.43
	La-141	3.65E+12	7.421E+13	6.430E+14	-95.09	-88.46	-99.43
	La-142	3.49E+12	7.095E+13	6.148E+14	-95.09	-88.46	-99.43
	Y-90	1.35E+11	3.405E+12	2.951E+13	-96.05	-88.46	-99.54
	Y-91	2.25E+12	5.137E+13	4.451E+14	-95.63	-88.46	-99.50
	Y-92	2.47E+12	5.454E+13	4.726E+14	-95.47	-88.46	-99.48
	Y-93	2.59E+12	6.294E+13	5.454E+14	-95.88	-88.46	-99.52
Gruppo del Cerio	Ce-141	6.06E+13	6.194E+14	6.813E+14	-90.21	-9.09	-91.10
	Ce-143	5.45E+13	5.667E+14	6.234E+14	-90.39	-9.09	-91.26
	Ce-144	4.17E+13	4.484E+14	4.933E+14	-90.69	-9.09	-91.54
	Pu-238	1.13E+11	1.084E+12	1.192E+12	-89.62	-9.09	-90.56
	Pu-239	2.11E+10	1.195E+11	1.314E+11	-82.38	-9.09	-83.98
	Pu-240	3.52E+10	1.888E+11	2.077E+11	-81.36	-9.09	-83.05
	Pu-241	1.06E+13	4.701E+13	5.172E+13	-77.39	-9.09	-79.44
	Zr-95	5.83E+13	6.140E+14	6.754E+14	-90.51	-9.09	-91.37
	Zr-97	6.11E+13	6.383E+14	7.021E+14	-90.43	-9.09	-91.30

in cui Var_1 è la variazione percentuale relativa del termine sorgente calcolato con MELCOR 1.8.5 dell'i-esimo radionuclide derivante da un nocciolo al 40% MOX in riferimento al termine sorgente derivante da una configurazione di nocciolo a soli ossidi di uranio. Var_2 è la variazione percentuale relativa del termine sorgente associato all'i-esimo radionuclide calcolato con MELCOR 1.8.5 - a partire da un combustibile a solo

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 37 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	--------------------------------

UO₂ - rispetto a quello valutato utilizzando la norma NUREG-1465. Var₃ è la variazione percentuale relativa del termine sorgente associato all'i-esimo radionuclide di un nocciolo al 40% MOX calcolato con MELCOR 1.8.5 rispetto a quello valutato per un nocciolo UOX con la NUREG-1465. Dall'analisi dei dati Var₁ si può affermare che il termine sorgente derivante da un combustibile al 40% MOX esibisce differenze apprezzabili (70-90%) rispetto a quello derivante da combustibile ad UO₂ soltanto per ciò che riguarda il gruppo dei Lantanidi e del Cerio; tale differenza è una diretta conseguenza della variazione totale delle frazioni di rilascio (Tab. 19) esibita da un combustibile MOX rispetto ad un combustibile ad ossidi di uranio.

I valori ottenuti per il termine VAR₂, essendo la valutazione fatta a parità d'inventario iniziale di UO₂, evidenziano direttamente la differenza esistente – per ciascuna classe di radionuclidi – tra le frazioni di rilascio totali riportate dal SANDIA e quelle proposte dalla NUREG-1465 (Tab. 20). In tal caso, si hanno enormi differenze (due ordini di grandezza) nella valutazione del gruppo del Molibdeno e differenze non trascurabili (88-74%) nella valutazione dei radionuclidi appartenenti al gruppo dei Telluri, delle Terre Alcaline e dei Lantanidi.

Il termine VAR₃ esprime la differenza esistente, per ciascuna classe di radionuclidi, nella valutazione del termine sorgente di un nocciolo al 40% MOX con MELCOR 1.8.5 ed un nocciolo UOX con la NUREG-1465; ancora una volta, tale differenza è una diretta conseguenza della variazione totale delle frazioni di rilascio (Tab.21) esibite dal SANDIA per combustibile al 40% MOX e dalla NUREG-1465. Le differenze percentuali relative del TS rispetto al caso UOX-MOX valutato con il solo codice MELCOR 1.8.5 (VAR₁) risultano essersi amplificate. In particolare, si ha un incremento di due ordini di grandezza nella valutazione del gruppo del Molibdeno, un leggero aumento differenziale (16-18%) degli alogeni e differenze non trascurabili (65-115%) nella valutazione dei radionuclidi appartenenti al gruppo dei Telluri e dei Metalli Nobili.

6. Conclusioni

Il rapporto ha analizzato il comportamento di un combustibile MOX da un punto di vista neutronico (inventario di combustibile, spettri critici, calore di decadimento) e da un punto di vista incidentale (analisi della letteratura open-source di riferimento e valutazione del termine sorgente).

I risultati ottenuti hanno evidenziato che, da un punto di vista neutronico un combustibile MOX, rispetto ad un combustibile UOX, esibisce una diminuzione relativa dell'attività totale a MOC tra il 2 ed il 7% e, se si esclude il contributo degli attinidi il cui sensibile incremento è una diretta conseguenza della presenza iniziale del plutonio, ad una variazione percentuale relativa netta dell'attività dovuta ai soli isotopi di interesse radiologico tra il 70 ed il 210%.

I calcoli effettuati su un assembly MOX hanno evidenziato un'invarianza dell'andamento dello spettro di fissione nelle condizioni operative di BOC e MOC ed un dimezzamento della variazione della potenza relativa all'interfaccia di un sistema di assembly UOX-MOX nel caso in cui l'assembly MOX sia realizzato secondo una distribuzione dell'arricchimento del plutonio in zone.

L'analisi sull'andamento della potenza di decadimento ha indicato che un nocciolo full-MOX esibisce un incremento tra il 3 ed il 9% del calore di decadimento nei primi 30 giorni dallo spegnimento sino a raggiungere una differenza pari a circa un fattore 1.7 dopo 5 anni. Quest'ultima circostanza deve essere attentamente considerata nella progettazione e verifica delle piscine di combustibile destinate ad ospitare assembly ad ossidi misti di uranio e plutonio.

Lo studio dei rapporti tecnici SANDIA [3,4] ha, inoltre, evidenziato, in contrasto con quanto i dati sperimentali (progetti PHEBUS e VERCORS) inizialmente lasciavano intendere, che l'analisi d'incidente

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 38 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	--------------------------------

severo realizzata con MELCOR 1.8.5 presenta invece una sostanziale invarianza (entro un fattore due circa) del TS e della progressione incidentale tra un nocciolo UOX ed un nocciolo al 40% MOX.

La valutazione quantitativa del termine sorgente ha mostrato come, se si escludono i gruppi dei Lantanidi e del Cerio i cui risultati risentono comunque di elevate incertezze statistiche, non esiste una differenza significativa (<50%) nel valore del termine sorgente dei radionuclidi di interesse radiologico proveniente da un combustibile al 40% MOX e da un combustibile UOX. Variazioni più significative esistono, invece, nella valutazione del TS effettuata con i dati provenienti dalla NUREG-1465 che deve, pertanto, essere considerata sovrastimante per un calcolo fast-running di valutazione del termine sorgente di un combustibile UOX e MOX.

Indice delle Tabelle

Tabella 1:	Valore delle sezioni d'urto microscopiche del ^{235}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu	5
Tabella 2:	Parametri neutronici ^{235}U e ^{239}Pu	5
Tabella 3:	Vettore isotopico del plutonio e dell'uranio assembly MOX.....	6
Tabella 4:	Confronto indice spettrale assembly UOX-MOX.....	7
Tabella 5:	Composizione isotopica assembly UOX e MOX irraggiati sino a BU=24 GWd/MTU.....	8
Tabella 6:	Worth di reattività al variare della concentrazione di boro – assembly UOX e MOX.....	13
Tabella 7:	Parametri di calcolo inventario di nocciolo UOX e MOX.....	14
Tabella 8:	Inventario isotopico di uranio e plutonio (BU=48 GWd/MTU).....	15
Tabella 9:	Contributo alla potenza di decadimento degli attinidi e dei prodotti di fissione.....	18
Tabella 10:	Contributi percentuali alla generazione di calore a cooling time fissato.....	20
Tabella 11:	Contributi percentuali alla generazione di calore a burnup fissato.....	21
Tabella 12:	Specifiche tecniche impianto Catwabda (USA).....	22
Tabella 13:	Numero di assembly in nocciolo 40% MOX per tipologia e condizione di funzionamento.....	23
Tabella 14:	Cicli di burn-up utilizzati nel calcolo con ORIGEN 2.2.....	24
Tabella 15:	Composizione isotopica nominale del plutonio.....	24
Tabella 16:	Confronto inventario di radionuclidi tra nocciolo UO_2 ed un nocciolo al 40% MOX.....	24
Tabella 17:	Sequenze incidentali di un PWR con nocciolo al 40% MOX per la valutazione del TS.....	25
Tabella 18:	Frazioni di rilascio per un PWR con Ice-Condenser ed un nocciolo al 40% MOX.....	29
Tabella 19:	Variazione percentuale relativa delle frazioni di rilascio proposte nella Tab. 18.....	30
Tabella 20:	Fraz. di rilascio SAND2011-0128 PWR 40% MOX e fraz. Di rilascio NUREG-1465 PWR UOX...	31
Tabella 21:	Variazione percentuale relativa delle frazioni di rilascio proposte in Tab. 20.....	31
Tabella 22:	Composizione isotopica nominale del plutonio.....	34
Tabella 23:	Numero di assembly nocciolo UO_2 basso arricchimento per condizione di bruciamento.....	34
Tabella 24:	Termine sorgente nocciolo al 40% MOX e 100% UOX radionuclidi di interesse radiologico...	35

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 39 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	--------------------------------

Indice delle Figure

Figura 1:	Sezioni d'urto microscopiche di fissione ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu	4
Figura 2:	Sezioni d'urto microscopiche di cattura ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu	4
Figura 3:	Sezioni d'urto microscopiche di cattura degli isotopi pari del plutonio.....	5
Figura 4:	Assembly MOX.....	6
Figura 5:	Assembly UOX.....	6
Figura 7:	Confronto spettro critico assembly UOX e MOX.....	7
Figura 8:	Confronto assembly UOX a BOC ed irraggiato sino a BU=24 GWd/MTU.....	9
Figura 9:	Confronto assembly MOX a BOC ed irraggiato sino a BU=24 GWd/MTU.....	9
Figura 10:	Confronto andamento del K_{inf} vs Burn-up per assembly UO_2 e MOX.....	10
Figura 11:	Combustibile UO_2 e MOX con identica reattività media di ciclo (LAR).....	11
Figura 12:	Sistema di assembly UOX/MOX-3G.....	12
Figura 13:	Sistema di assembly UOX/MOX-1G.....	12
Figura 14:	Mappa di potenza relativa - sistema UO_2 /MOX-1G.....	12
Figura 15:	Mappa di potenza relativa – sistema UO_2 /MOX-3G.....	13
Figura 16:	Nocciolo con assembly MOX - 4 cicli operativi - BU=48 GWd/MTU (EOC).....	14
Figura 17:	Variazione percentuale relativa dell'attività rispetto ad un nocciolo UO_2 - MOC.....	15
Figura 18:	Variazione percentuale relativa degli attinidi.....	16
Figura 19:	Nuclidi a maggior impatto radiologico – condizione di MOC.....	16
Figura 20:	Nuclidi a maggior impatto radiologico – condizione di MOC.....	17
Figura 21:	Potenza di decadimento tra un nocciolo MOX ed uno UOX.....	17
Figura 22:	Rapporto della potenza di decadimento tra un nocciolo MOX ed uno UOX	18
Figura 23:	Potenza di decadimento UOX e MOX dopo 5 anni di raffreddamento.....	19
Figura 24:	Contributi alla generazione di calore per tempo di raffreddamento fissato (5 anni).....	20
Figura 25:	Contributi alla generazione di calore per burnup fissato (48 GWd/MTU).....	20
Figura 26:	Configurazione assembly nocciolo al 40% MOX.....	23
Figura 27:	Nodalizzazione MELCOR 1.8.5 del RCS di un PWR Westinghouse a 4 loop.....	27
Figura 28:	Nodalizzazione MELCOR 1.8.5 del contenimento di un PWR Ice-Condenser.....	28

Bibliografia

[1] A. Guglielmelli, F. Rocchi; *“Metodologia per la determinazione e la sistematizzazione di inventari di combustibile: messa a punto dei metodi ed applicazione ad alcune tipologie di LWR”*, rapporto tecnico ENEA, NNFISS – LP2 – 068, Settembre 2012.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 40	di 41
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

- [2] F. Rocchi, A. Guglielmelli, M. Sumini, F. Teodori; *“Calcolo di Inventari di Nocciolo: Affinamento della Metodologia ed Applicazione ai Reattori Frontalieri”*; rapporto tecnico ENEA, ADPFISS-LP1-007, Settembre 2013.
- [3] Scott G. Ashbaugh, Mark T. Leonard, Pamela Longmire, Randall O. Gauntt, e Dana A. Powers; *“Accident Source Terms for Pressurized Water Reactors with High-Burnup Cores Calculated Using MELCOR 1.8.5”*; rapporto tecnico SANDIA, SAND2008-6664, Aprile 2010.
- [4] D.A. Powers, M.T. Leonard, R.O. Gauntt, R.Y. Lee, and M. Salay; *“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel”*; rapporto tecnico SANDIA, SAND2011-0128, Gennaio 2011.
- [5] F. Rocchi, A. Guglielmelli, M. Sumini; *“Raccolta di Coefficienti e Parametri Integrali per il Calcolo Rapido di Termine Sorgente a Partire da Inventari di Nocciolo PWR e BWR”*; rapporto tecnico ENEA, ADPFISS-LP1-034, Settembre 2014.
- [6] T. J. McKenna, J. G. Giitter, *“Source Terms Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents”*; Commissione Regolatoria Americana (USA), NUREG-1228, Ottobre 1988.
- [7] Centro Nazionale Dati Nucleari (USA - NNDC), *Carta Interattiva Nuclidi*: <http://www.nndc.bnl.gov/chart/>
- [8] J. C. Gehin, J. J. Carbajo, R. J. Ellis, *“Issues in the use of MOX fuel in VVER-1000 Nuclear Reactors: Comparison of UO₂ and MOX fuels”*, Laboratori Nazionali Americani Oak Ridge (ORNL), Ottobre 2004.
- [9] B. Roque, P. Marimbeau, J.P. Grouiller, L. San-Felice, Nuclear Energy Agency, Working Party on Scientific Issues of Reactor System, *“Specification for the Phase 2 of a Depletion Calculation Benchmark devoted to MOX Fuel Cycles”*, NEA/NSC/DOC(2007)9, 2007.
- [10] A. Worrall, *“Effect of Plutonium Vector on Core Wide Nuclear Design Parameters”*, British Nuclear Fuels Limited, Springfields, United Kingdom – IAEA-SM-358/28.
- [11] Debdas Biswas, Roy W. Rathbun, Si Young Lee, and Phil Rosenthal, *“Neutronics and Safety Characteristic of a 100% MOX Fueled PWR using weapons grade plutonium (U)”*, proceeding meeting in Fisica del Reattore Avanzata, Knoxville TN, 11-15 Aprile, 1994.
- [12] J. L. Provost, *“MOX use in PWRs EDF operation experience”*, Nuclear Operation Division, EDF - Generation, Global2011 – Japan - December 2011.
- [13] IAEA, Sistema d’Informazione dei Reattori di Potenza (PRIS): <https://www.iaea.org/pris/>
- [14] C. Landman, *“FixData nuclides, near range nuclides, and far range nuclides, in RODOS PV6final2”*, RODOS Migration Contract – Vers. 2.0, RODOS(RA1)-TN(02)-04.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-053	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 41	di 41
--	---	-------------------------	-----------------------------	--------------------------	------------------------

[15] J.V. Ramsdell Jr., G.F. Athey, S.A. McGuire, L.K. Brandon, *“RASCAL 4: Description of Models and Methods”*, Commissione regolatoria nucleare degli Stati Uniti, NUREG-1940, Dicembre 2012.

[16] I. C. Gauld, P. Chare, R. C. Clarke, *“ORIGEN-ARP Methods and Data for LEU and MOX Safeguards Applications”*, Oak Ridge National Laboratory, Nuclear Science and Technology Division (94), June 2003.

[17] G. Glinatsis, G. Grasso, R. Pergreffi, F. Rocchi, *“Problemi di fisica del reattore ad acqua leggera e metodi di calcolo neutronico avanzati”*, rapporto tecnico ENEA, NNFISS-LP5-022, Settembre 2011.

[18] P.A. Powers, M.T. Leonard, R.O. Gauntt, R.Y. Lee, and M. Salay, *“Accident Source Term for Light-Water Nuclear Power Plant Using High-Burnup or MOX Fuel”*, Sandia Report 2011-0128, Gennaio 2011.

[19] Scott G. Ashbaugh, Kenneth C. Wagner, Pamela Longmire, Randall O. Gauntt, Andrew S. Goldmann, and Dana A. Powers, *“Assessment of Severe Accident Source Terms in Pressurized-Water Reactors with a 40% Mixed-Oxide and 60% Low-Enriched Uranium Core Using MELCOR 1.8.5”*, Sandia Report 2008-6665, Aprile 2010.

Curriculum Scientifico autori CIRTE

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

Antonio Guglielmelli: ingegnere chimico, ha conseguito il Diploma di Master Universitario di II Livello in “Progettazione e Gestione di Sistemi Nucleari Avanzati” dell’Università degli Studi di Bologna nel 2011. Nel 2015 ha conseguito il titolo di Dottore di Ricerca in Ingegneria Energetica, Nucleare e del Controllo Ambientale presso il Dipartimento di Ingegneria Industriale (DIN) dell’Università di Bologna.