

## Caratteristiche di sicurezza intrinseca di elementi di combustibile

### Descrittori

**Tipologia del documento:** Rapporto Tecnico

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

**Argomenti trattati:** calcoli di bruciamento di un FA, decadimento, sorgente fotonica e rateo di dose

### Sommario

Viene di seguito presentata l'attività svolta da ENEA nell'ambito del Benchmark NEA del gruppo AFCS finalizzata alla validazione della procedura adottata per i calcoli del rateo di dose di un elemento di combustibile irraggiato e poi lasciato decadere per 1,8 anni. I valori di rateo di dose misurati sperimentalmente rispetto a cui si è operato il confronto si riferiscono all'elemento di combustibile D04 dell'unità 3 della centrale americana Turkey Point 3 del 1974. I risultati ottenuti mostrano, soprattutto per la direzione assiale, un buon accordo con i valori misurati.


### Note

Autori: R. Pergreffi, F. Rocchi, A. Guglielmelli

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	01/02/07	NOME	Roberto Pergreffi	Franca Padoani	Federico Rocchi
			FIRMA	<i>Roberto Pergreffi</i>	<i>Franca Padoani</i>	<i>Federico Rocchi</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	ADPFISS-LP1-094	0	L	2	22

## Sommario

1. Introduzione .....	3
2. Descrizione del FA D04 dell'unità Turkey Point 4 .....	3
3. Sorgente e spettro fotonico .....	5
4. Risultati del confronto tra ratei di dose gamma .....	10
5. Distribuzione assiale della sorgente fotonica e rim effect.....	14
6. Nuovi risultati con distribuzione non uniforme della sorgente .....	19
Riferimenti bibliografici.....	22
Ringraziamenti.....	22

## 1. Introduzione

Recenti valutazioni sulle proprietà di autoprotezione degli elementi di combustibile (fuel assembly, FA) bruciati hanno suggerito la necessità di verificare i valori del rateo di dose gamma ad essi associati calcolati nei primi anni novanta [Lloyd, 1994] su cui si basa tutta la normativa di riferimento per l'applicazione delle salvaguardie contro la diversione. Tali valori infatti, forse per effetto delle metodologie di calcolo estremamente conservative tipiche della radioprotezione, risulterebbero essere sovrastimati di almeno un fattore due. Al fine quindi di determinare l'effettivo livello di autoprotezione degli elementi di combustibile bruciati contro il pericolo di diversione, nel 2015 è stato costituito, in seno alla Nuclear Energy Agency (NEA) dell'OECD, un gruppo di lavoro dell'Advanced Fuel Cycle Scenarios (AFCS), di cui ENEA fa parte. Dell'attività sin qui svolta è possibile distinguere due fasi.

La prima fase, per la quale si rimanda al rapporto della precedente annualità<sup>1</sup>, ha avuto come principale obiettivo quello di calcolare analiticamente per un elemento di combustibile PWR UOx bruciato e poi lasciato decadere per 30 anni, l'intensità dell'emissione gamma, lo spettro fotonico associato e il rateo di dose gamma ad un metro di distanza dal centro del FA. I risultati ottenuti, tra le due e le tre volte inferiori ai valori di dose calcolati negli anni '90, confermano le valutazioni di sovrastima di cui si è dato conto.

L'esigenza di validare la procedura adottata per il calcolo del rateo di dose gamma ha poi richiesto un confronto tra valori analitici e misure sperimentali. Originariamente la scelta del fuel assembly su cui operare tale confronto era caduta sull'elemento di combustibile B03 della centrale americana Turkey Point. Ma la totale asimmetria dei valori di rateo di dose misurati sperimentalmente<sup>2</sup> oltre che la scarsità dei dati disponibili in letteratura sulla storia di irraggiamento dell'elemento, ne hanno comportato la sostituzione in favore dell'elemento D04. Tutte le principali informazioni relative a questo fuel assembly sono state recuperate in letteratura (e riportate in bibliografia).

Scopo del presente rapporto è quello di documentare l'attività svolta da ENEA in questa seconda fase del Benchmark.

## 2. Descrizione del FA D04 dell'unità Turkey Point 4

La stazione nucleare di Turkey Point, di proprietà della Florida Power & Light Company, si trova in Florida, a 40 km da Miami e si compone di due reattori ad acqua pressurizzata (PWR), denominati Turkey Point 3 e 4, ciascuno con una potenza di 693 MWe (2300 MWth). La criticità dei due impianti è stata raggiunta, rispettivamente, il 20 ottobre 1972 e l'11 giugno 1973, mentre il loro spegnimento è previsto tra il 2032 e il 2033.

Una descrizione dei principali parametri relativi all'elemento di combustibile D04 irraggiato nell'unità Turkey Point 3 è contenuta in Tabella 1. L'assembly in questione è di tipo Westinghouse 15x15 con arricchimento in U<sup>235</sup> al 2,55% in peso e con massa di uranio pari a 456,9 kg. È interessante osservare la differenza tra i valori, entrambi calcolati, del burnup di

<sup>1</sup> A. Guglielmelli, R. Pergreffi, F. Rocchi, *Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati*, Rapporto Tecnico ENEA ACPFISS-LP1-077, 2016.

<sup>2</sup> C. E. Willingham, *Radiation dose rates from commercial PWR and BWR Spent fuel Elements*, Battelle, October 1981.

picco e di quello medio: il fatto che tale differenza sia di soli 2800 MWd/MTU è una diretta conseguenza dei quasi tre anni di irraggiamento subito dall'assembly.

Parametro	Valore <sup>3</sup>
Tipo	W15x15-21 LOPAR
Dimensione [cm]	21,4x21,4
Passo dell'elemento [cm]	21,5
Mezza lamina d'acqua [cm]	0,05
Passo della cella elementare [cm]	1,427
Raggio del combustibile [cm]	0,4492
Spessore del gap [cm]	0,025
Spessore del clad [cm]	0,0618
Altezza zona attiva [cm]	365,76
Volume totale di UO <sub>2</sub> [cm <sup>3</sup> ]	52710,77
Massa di UO <sub>2</sub> [kg]	518,32
Massa di U [kg]	456,9
Arricchimento in U <sup>235</sup> [%]	2,55
Densità effettiva [g/cm <sup>3</sup> ] (89.72%)	9,833
Densità teorica [g/cm <sup>3</sup> ]	10,96
Materiale del clad	Zr-4
Densità del moderatore [g/cm <sup>3</sup> ]	0,731
Burnup medio (calcolato) [MWd/MTU]	28430
Burnup di picco (calcolato) [MWd/MTU]	31240
Tempo di irraggiamento [EFPD]	851
Potenza specifica [W/g]	31,203
Tempo di decadimento [d]	657 (= 1,8 y)

Tabella 1. Descrizione dell'elemento di combustibile D04.

I tre cicli di irraggiamento dell'unità 3 della centrale di Turkey Point<sup>4</sup> (cicli 2, 3 e 4), per un totale di 953 giorni, e gli intervalli di decadimento intermedi, sono riportati in Figura 1.

	Sample	Cycle 2	Cycle 3	Cycle 4
<b>Cycle Start</b>	all	12/16/74	12/23/75	1/16/77
<b>Cycle End</b>	all	10/26/75	11/15/76	11/24/77
<b>Uptime, days</b>	all	314	327	312
<b>Downtime, days</b>	all	58	62	927

Figura 1. Cicli di irraggiamento dell'unità Turkey Point 3.

<sup>3</sup> S. D. Atkin, *Destructive examination of 3-cycle LWR fuel rods from Turkey Point unit 3 for the climax*, Hanford Engineering Development Laboratory, June 1981.

<sup>4</sup> M. Nichol, *SAS2H Analysis of Radiochemical Assay Samples from Turkey Point PWR Reactor*, B0000000-01717-0200-00141 REV 00, CRWMS/M&O, February 1997.

### 3. Sorgente e spettro fotonico

Un calcolo di rateo di dose può essere scomposto, per comodità, in tre parti distinte: da principio, un calcolo di bruciamento con cui determinare la composizione isotopica dell'assembly al momento dello scarico, a seguire un calcolo di decadimento che permette di conoscere sorgente e spettro fotonico dopo un periodo di decadimento dato e, da ultimo, un calcolo di trasporto fotonico e di dose con cui determinare il danno provocato dall'assorbimento di radiazioni gamma su un determinato bersaglio. Le prime due parti, bruciamento e decadimento, sono state eseguite con il codice Origen-ARP della suite Scale 6.3.1, mentre la terza parte, quella del trasporto fotonico, è stata effettuata mediante il codice MCNPX (si veda il paragrafo 4). Dei valori di Tabella 1, quelli effettivamente utilizzati in Origen-ARP nei calcoli di bruciamento e di decadimento hanno a che fare con la massa di uranio, l'arricchimento in  $U^{235}$ , il burnup medio di assembly e la potenza specifica. Proprio in riferimento alla potenza specifica, è necessario precisare che il valore effettivamente utilizzato in Origen-ARP – e cioè 33,41 W/g – differisce da quello in tabella – 31,203 W/g – di un 6-7%. Il problema nasce dal fatto che quest'ultimo valore non è coerente con i valori del burnup medio di assembly e del tempo di irraggiamento a partire dai quali dovrebbe poter essere derivato. La sorgente e lo spettro fotonico sono stati calcolati utilizzando in Origen-ARP entrambe le strutture a 18 e 19 gruppi energetici esplicitamente previste dal Benchmark. Il contributo del Bremsstrahlung, relativamente ai soli decadimenti, è stato incluso nel calcolo. I risultati di sorgente e spettro fotonico sono riportati in Tabella 2.

Struttura a 18 gruppi				Struttura a 19 gruppi			
$E_{min}$ [MeV]	$E_{max}$ [MeV]	Fotoni al secondo	% di gamma totali	$E_{min}$ [MeV]	$E_{max}$ [MeV]	Fotoni al secondo	% di gamma totali
0,00	0,02	6,01E+15	32,48	0,00	0,05	6,55E+15	41,49
0,02	0,03	1,31E+15	7,08	0,05	0,07	1,08E+15	6,83
0,03	0,05	1,46E+15	7,92	0,07	0,11	8,32E+14	5,27
0,05	0,07	1,10E+15	5,96	0,11	0,16	9,76E+14	6,18
0,07	0,10	8,32E+14	4,50	0,16	0,23	5,55E+14	3,51
0,10	0,15	1,14E+15	6,15	0,23	0,34	4,50E+14	2,85
0,15	0,30	7,95E+14	4,30	0,34	0,51	7,06E+14	4,47
0,30	0,45	4,21E+14	2,27	0,51	0,75	3,39E+15	21,48
0,45	0,70	3,95E+15	21,35	0,75	1,25	1,12E+15	7,07
0,70	1,00	1,21E+15	6,56	1,25	1,75	9,55E+13	0,60
1,00	1,50	2,06E+14	1,11	1,75	2,25	3,71E+13	0,23
1,50	2,00	2,43E+13	0,13	2,25	2,75	3,21E+12	0,02
2,00	2,50	3,09E+13	0,17	2,75	3,50	3,31E+11	0,00
2,50	3,00	6,13E+11	0,00	3,50	4,50	4,10E+07	0,00
3,00	4,00	5,55E+10	0,00	4,50	5,50	2,45E+06	0,00
4,00	6,00	5,36E+06	0,00	5,50	6,50	8,26E+05	0,00
6,00	8,00	6,18E+05	0,00	6,50	7,50	2,78E+05	0,00
8,00	11,00	7,10E+04	0,00	7,50	8,65	1,04E+05	0,00
<b>Totale</b>		<b>1,85E+16</b>	100,00	8,65	20,00	2,10E+04	0,00
				<b>Totale</b>		<b>1,58E+16</b>	100,00

Tabella 2. Sorgente e spettro fotonico usando le due strutture previste dal Benchmark.

Il fatto che, come si evince dai dati di Tabella 2, le due strutture conducano a risultati piuttosto distanti, con una differenza sul valore della sorgente fotonica di quasi il 15%, impone una verifica sul grado di affidabilità dei risultati ottenuti<sup>5</sup>. A tal fine i risultati di Tabella 2 sono stati confrontati con quelli ottenuti mediante una nuova struttura – che potremmo chiamare “ottimizzata” – in cui l’ampiezza e la centratura dei singoli gruppi è determinata a partire dalle energie di emissione degli isotopi maggiormente responsabili dell’emissione fotonica. In Tabella 3 sono stati riportati, per ciascuno dei 19 gruppi energetici, l’energia di centro gruppo, la sua intensità in fotoni al secondo e in percentuale sul totale e i principali isotopi emettitori ognuno con il proprio contributo percentuale all’intensità del gruppo. In giallo sono stati evidenziati i gruppi energetici più rilevanti. Ai fini di un calcolo di dose, infatti, gli intervalli energetici più importanti sono quelli superiori a 0,4 MeV e questo per effetto di due diversi contributi: da una parte i coefficienti di conversione da flusso a rateo di dose che proprio nell’intervallo 0,02 - 0,4 MeV sono di almeno un ordine di grandezza inferiori; dall’altra l’autoschermo del fuel, che determina una attenuazione fotonica tanto maggiore quanto minore è l’energia del fotone incidente (quindi per energie inferiori a 0,02 MeV è molto elevata).

1	2	3	4	5	6	7
0.0241 MeV	0.0597 MeV	0.0887 MeV	0.131 MeV	0.1935 MeV	0.2865 MeV	0.4245 MeV
Tot Gr 5.9E+15 % tot 37.94% Pr144 42.4% Rh106 35.7% Ce144 10.7% Y90 8.9% Ba137m 2.3%	Tot Gr 1.0E+15 % tot 6.34% Pr144 48.6% Rh106 41.4% Y90 9.98%	Tot Gr 7.9E+14 % tot 4.99% Pr144 45.2% Rh106 38.8% Y90 9.1% Ce144 6.9%	Tot Gr 9.6E+14 % tot 6.06% Ce144 44.9% Pr144 25.3% Rh106 21.9% Y90 5.0% Eu154 2.9%	Tot Gr 5.4E+14 % tot 3.40% Pr144 48.2% Rh106 42.5% Y90 9.3%	Tot Gr 4.4E+14 % tot 2.78% Pr144 48.0% Rh106 43.1% Y90 8.9%	Tot Gr 7.03E+14 % tot 4.45% Rh106 67.5% Pr144 21.2% Sb125 5.1% Y90 3.6% Cs134 2.6%
8	9	10	11	12	13	14
0.6285 MeV	1 MeV	1.5 MeV	2 MeV	2.5 MeV	3.125 MeV	4 MeV
Tot Gr 3.3E+15 % tot 20.9% Ba137m 40.3% Cs134 38.6% Rh106 17.4%	Tot Gr 1.1E+15 % tot 6.95% Cs134 78.6% Rh106 11.0% Pr144 4.2%	Tot Gr 9.5E+13 % tot 0.60% Cs134 32.0% Eu154 25.1% Pr144 20.7%	Tot Gr 3.7E+13 % tot 0.23% Pr144 81.6% Rh106 18.4%	Tot Gr 3.2E+12 % tot 0.02% Rh106 90.4% Pr144 9.6%	Tot Gr 3.3E+11 % tot 0.00% Rh106 95.2% Pr144 4.8%	Tot Gr 4.1E+07 % tot 0.00% Rh106 83.3% Cm244 16.7%
15	16	17	18	19		
5 MeV	6 MeV	7 MeV	8.975 MeV	14.325 MeV		
Tot Gr 2.4E+06 % tot 0.00% Cm244 95% Cm242 5%	Tot Gr 8.1E+05 % tot 0.00% Cm244 95% Cm242 5%	Tot Gr 2.7E+05 % tot 0.00% Cm244 95% Cm242 5%	Tot Gr 1.0E+05 % tot 0.00% Cm244 95% Cm242 5%	Tot Gr 2.1E+04 % tot 0.00% Cm244 95% Cm242 5%		

Tabella 3. Principali contributori all’emissione fotonica primaria dopo 1,8 anni di decadimento.

Sommando opportunamente le emissioni fotoniche dei soli isotopi presenti in Tabella 3 per energie inferiori e superiori al valore di 0,4 MeV si ottengono i risultati di Tabella 4 dove, a fianco del valore emissivo in fotoni al secondo, è stato riportato tra parentesi il suo valore percentuale rispetto al totale della sorgente fotonica (1,58E+16). In giallo sono stati evidenziati i quattro isotopi che da soli determinano oltre l’80% della sorgente fotonica complessiva ma soprattutto la quasi totalità di quella superiore a 0,4 MeV. Per ciascuno di essi si è poi verificato che le tre strutture utilizzate nel Benchmark – quindi a 62, a 19 e a 18

<sup>5</sup> Sugli aspetti rilevanti di una struttura a gruppi si veda: A. Guglielmelli, R. Pergreffi, F. Rocchi, *Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati*, Rapporto Tecnico ENEA ACPFISS-LP1-077, 2016.

gruppi rispettivamente – contenessero gruppi ben centrati e stretti attorno alle loro principali energie di emissioni.

Isotopo	Fotoni al secondo per E < 0,4 MeV	Fotoni al secondo per E > 0,4 MeV	Fotoni al secondo sull'intero spettro energetico
Y90	8,43E+14 (5,34%)	2,56E+13 (0,16%)	8,68E+14 (5,50%)
Rh106	3,48E+15 (22,06%)	1,20E+15 (7,58%)	4,68E+15 (29,65%)
Ba137m	1,41E+14 (0,90%)	1,33E+15 (8,43%)	1,47E+15 (9,32%)
Ce144	1,12E+15 (7,11%)	0,00E+00 (0,00%)	1,12E+15 (7,11%)
Pr144	4,10E+15 (25,93%)	3,66E+14 (2,32%)	4,46E+15 (28,25%)
Eu154	2,82E+13 (0,18%)	5,65E+13 (0,36%)	8,46E+13 (0,54%)
Sb125	0,00E+00 (0,00%)	3,61E+13 (0,23%)	3,61E+13 (0,23%)
Cs134	0,00E+00 (0,00%)	2,19E+15 (13,84%)	2,19E+15 (13,84%)
Nb95	0,00E+00 (0,00%)	3,44E+13 (0,22%)	3,44E+13 (0,22%)
Ag110m	0,00E+00 (0,00%)	3,08E+12 (0,02%)	3,08E+12 (0,02%)
Cm244	0,00E+00 (0,00%)	1,02E+07 (0,00%)	1,02E+07 (0,00%)
<b>Totale</b>	<b>9,72E+15 (61,51%)</b>	<b>5,24E+15 (33,15%)</b>	<b>1,50E+16 (94,67%)</b>

Tabella 4. Raggruppamento a 2 gruppi dei principali contributori.

La Tabella 5 riporta, per singolo isotopo, la o le energie di emissione gamma a cui l'isotopo decade nonché, per ognuna delle tre strutture considerate, l'intervallo la centratura e l'ampiezza dei gruppi in cui quelle energie sono contenute. Il risultato è il seguente:

- ✓ per l'energia di emissione del Rh106, il gruppo più stretto e meglio centrato è quello della struttura a 18 gruppi (intervallo 0,03 - 0,045 MeV);
- ✓ per l'energia di emissione del Ba137m, il gruppo più stretto e meglio centrato appartiene alla struttura a 62 gruppi (intervallo 0,65 - 0,68 MeV);
- ✓ per quanto riguarda l'isotopo Cs134, delle quattro diverse energie a cui l'isotopo decade gamma, tre sono contenute nella struttura a 62 gruppi mentre una in quella a 18 gruppi;
- ✓ per quanto riguarda l'isotopo Pr144, nessun gruppo delle tre strutture prese in esame risulta essere centrato e stretto rispetto alla sua energia di emissione.

Isotopo	Energia di emissione [MeV]	Intervallo [MeV]			Centratura [MeV]			Ampiezza [MeV]		
		62 gr.	19 gr.	18 gr.	62 gr.	19 gr.	18 gr.	62 gr.	19 gr.	18gr.
Rh106	0,0394	0,01-0,1	0,00-0,05	<b>0,03-0,045</b>	0,055	0,025	<b>0,0375</b>	0,09	0,05	<b>0,015</b>
Ba137m	0,6617	<b>0,65-0,68</b>	0,51-0,75	0,45-0,7	<b>0,665</b>	0,63	0,575	<b>0,03</b>	0,24	0,25
Pr144	2,9974	2,80-3,0	2,75-3,5	2,5-3	2,9	3,125	2,75	0,2	0,75	0,5
Cs134	0,08906	0,01-0,1	0,07-0,11	<b>0,07-0,1</b>	0,055	0,09	<b>0,085</b>	0,09	0,04	<b>0,03</b>
	0,41564	<b>0,40-0,45</b>	0,34-0,51	0,3-0,45	<b>0,425</b>	0,425	0,375	<b>0,05</b>	0,17	0,15
	0,65839	<b>0,65-0,68</b>	0,51-0,75	0,45-0,7	<b>0,665</b>	0,63	0,575	<b>0,03</b>	0,24	0,25
	1,45426	<b>1,45-1,50</b>	1,25-1,75	1-1,5	<b>1,475</b>	1,5	1,25	<b>0,05</b>	0,05	0,5

Tabella 5. Ricerca di una struttura a gruppi ottimizzata.

A partire dai risultati sin qui ottenuti è stata quindi costruita la nuova struttura "ottimizzata" di Tabella 6. Con sfondo giallo sono stati evidenziati i sei gruppi che dall'analisi precedente sono risultati essere quelli più rilevanti ai fini dell'emissione fotonica.

	Numero del gruppo	Energia min [MeV]	Energia max [MeV]	Fotoni al secondo	% di gamma totali
come nella struttura a 18 gruppi	1	0	0,02	6,01E+15	32,74
	2	0,02	0,03	1,31E+15	7,14
	3	0,03	0,045	1,46E+15	7,98
	4	0,045	0,07	1,10E+15	6,01
	5	0,07	0,1	8,32E+14	4,53
	6	0,1	0,15	1,14E+15	6,20
	7	0,15	0,30	7,95E+14	4,33
Come nella struttura a 62 gruppi	8	0,30	0,40	3,01E+14	1,64
	9	0,40	0,45	1,23E+14	0,67
	10	0,45	0,50	7,35E+13	0,40
	11	0,50	0,55	5,82E+14	3,17
	12	0,55	0,60	3,13E+14	1,71
	13	0,60	0,63	1,40E+15	7,65
	14	0,63	0,65	9,35E+12	0,05
	15	0,65	0,68	1,27E+15	6,91
	16	0,68	0,70	8,10E+13	0,44
	17	0,70	0,73	5,21E+13	0,28
	18	0,73	0,75	3,58E+11	0,00
	19	0,75	0,78	6,06E+13	0,33
	20	0,78	0,80	9,70E+14	5,29
	21	0,80	0,82	1,15E+14	0,63
	22	0,82	0,84	4,55E+09	0,00
	23	0,84	0,86	5,91E+11	0,00
	24	0,86	0,88	2,08E+13	0,11
	25	0,88	0,90	1,94E+13	0,11
	26	0,90	0,92	1,40E+13	0,08
	27	0,92	0,94	2,57E+12	0,01
	28	0,94	0,96	1,60E+10	0,00
	29	0,96	0,98	1,97E+10	0,00
	30	0,98	1,00	1,75E+13	0,10
	31	1,00	1,05	5,54E+13	0,30
	32	1,05	1,10	2,87E+13	0,16
	33	1,10	1,15	1,89E+13	0,10
	34	1,15	1,20	2,71E+13	0,15
	35	1,20	1,25	5,84E+12	0,03
	36	1,25	1,30	2,93E+13	0,16
	37	1,30	1,35	3,89E+12	0,02
	38	1,35	1,40	3,83E+13	0,21
	39	1,40	1,45	2,81E+12	0,02
	40	1,45	1,50	1,48E+13	0,08
	Nuovo gruppo	41	1,50	2,95	4,72E+13
Nuovo gruppo	42	2,95	3,05	5,80E+10	0,00
Nuovo gruppo	43	3,05	11,00	8,03E+09	0,00
<b>Totale</b>				1,83E+16	100,00

Tabella 6. Nuova struttura a gruppi costruita a partire dalle energie di emissione degli isotopi rilevanti.



La nuova struttura è così composta:

- ✓ i gruppi 1-7, al cui interno ricadono le energie di emissione di Rh106 e Cs134, appartengono alla struttura a 18 gruppi;
- ✓ i gruppi 8-40, con i tre gruppi contenenti le energie di emissione di Ba137m e Cs134, fanno parte della struttura a 62 gruppi;
- ✓ il gruppo 42, da cui i gruppi 41-43, è stato costruito attorno all'energia di emissione dell'isotopo Pr144.

Utilizzando la struttura 'mista' di Tabella 6, si è eseguito un nuovo calcolo di sorgente fotonica per verificare il grado di affidabilità dei due valori di Tabella 2. Il risultato ottenuto, pari a  $1,83E+16$  fotoni al secondo, permette di concludere che il valore più affidabile è senza dubbio quello calcolato con la struttura a 18 gruppi ( $1,85E+16$  fotoni al secondo).

Da un'osservazione di AREVA è sorta infine la necessità di quantificare l'errore che è stato commesso nel calcolo della sorgente fotonica ad avere trascurato i tempi di decadimento tra cicli. Questa approssimazione, è giusto precisare, è stata fatta a partire dalla considerazione fisica che i decadimenti tra un ciclo e l'altro, da cui dipendono una certa variazione della composizione isotopica del combustibile e dello spettro neutronico, possano essere trascurati in un calcolo di dose a 1,8 anni dallo scarico del combustibile, cioè laddove il tempo sia sufficientemente lungo da smorzare gli effetti dei decadimenti intermedi sulla composizione isotopica finale. Assai diverso sarebbe stato il caso di un calcolo di sorgente fotonica dopo un tempo di decadimento, ad esempio, di pochi giorni dallo scarico. La validità di questa approssimazione è stata comunque verificata.

I risultati di Tabella 7, ottenuti modificando direttamente il file di input di Origen-S con i tempi di decadimento di Figura 1 (pari a 58 giorni tra il primo e il secondo ciclo e a 62 giorni tra il secondo e il terzo), confermano, come si vede, la sostanziale correttezza dell'assunzione fatta.

	<b>Senza cicli intermedi</b>	<b>Con cicli intermedi ciclo1 = 58 g , ciclo2 = 62 g</b>
Sorgente fotonica [fot/s]	1,83E+16	1,75E+16
Differenza relativa [%]	-	-4,4

Tabella 7. Confronto di sorgenti fotoniche con e senza cicli intermedi.

#### 4. Risultati del confronto tra ratei di dose gamma

Di seguito sono riportati i risultati del confronto tra i valori dei ratei di dose gamma misurati secondo lo schema di Figura 2 e quelli calcolati da ENEA. Il trasporto fotonico e i calcoli del rateo di dose sono stati eseguiti con MCNPX 2.7.0 usando le librerie .04p per fotoni. Non è stato considerato alcun *rim effect* e la sorgente fotonica è stata uniformemente distribuita nelle pellet di combustibile. Il calcolo è stato fatto ricorrendo a più tally di tipo F4 su volumi rettangolari di  $5 \times 5 \times 0,5 \text{ cm}^3$  posizionati, assialmente, a 30,48 cm dalla superficie superiore e, radialmente, in direzione ortogonale a una distanza di 183 cm dall’inizio della zona attiva. Sono stati impiegati 6E9 fotoni primari, cui corrisponde una deviazione standard sulla dose mai superiore al 3%. E’ stata usata una tecnica di riduzione della varianza di tipo “source bias” nella card ERG (è stata settata  $imp=2$  per  $E>0,4 \text{ MeV}$ ). Il contributo dei fotoni prodotti da eventuali reazioni (n,g) nel combustibile è stato completamente trascurato, mentre il Bremsstrahlung dovuto agli elettroni secondari è stato tenuto in conto tramite il modello semplificato di Thick-Target.

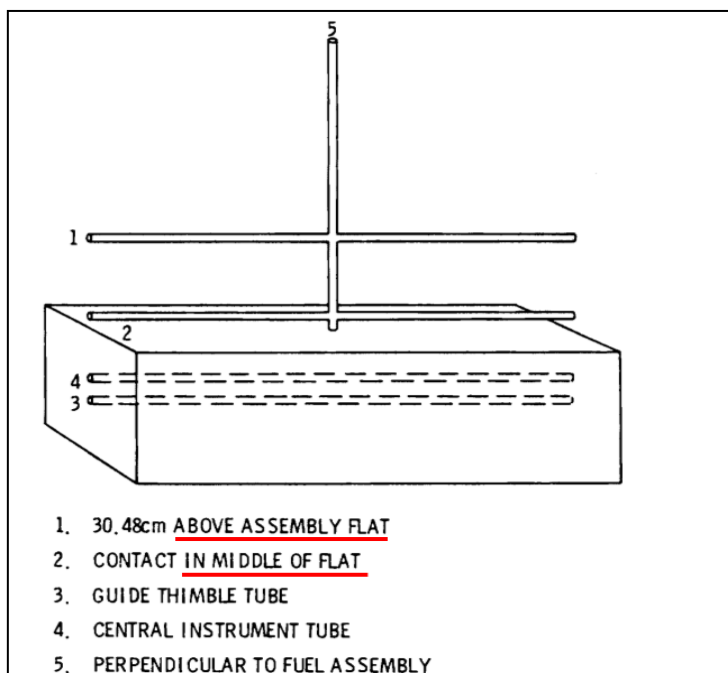


Figura 2. Layout di sistema per le misure di dosimetria gamma.

L’effettiva collocazione dei rilevatori implementata in MCNPX è riportata in Tabella 8. In Figura 3 è mostrata una vista laterale della geometria secondo quanto elaborato da Vised.

Rilevatori assiali (a 30,48 cm dalla superficie superiore dell’assembly)													
Distanza dall’inizio della zona attiva [cm]	30	61	91	122	152	183	213	244	274	305	335	366	396
Rilevatori radiali (lungo il piano di mezzeria dell’assembly)													
Distanza dal piano di mezzeria [cm]	31	61	91	122	152	183	213	244					

Tabella 8. Collocazione dei rilevatori assiali e radiali.

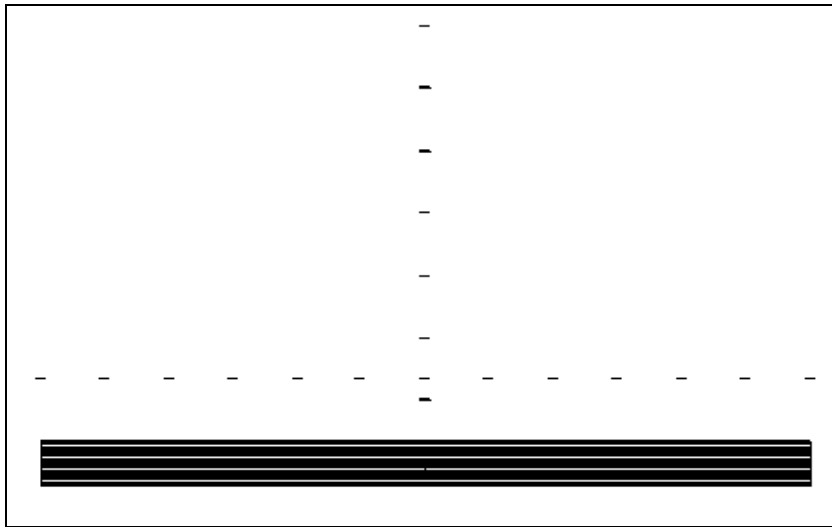


Figura 3. Vista laterale della geometria MCNPX.

In Tabella 9 sono riportati, per ciascuno dei 13 rilevatori assiali, i valori del confronto tra misure sperimentali e dati calcolati in Sv/h. Come mostrato nell'ultima colonna di Tabella 9, la differenza relativa tra i valori misurati e quelli calcolati è assai modesta eccetto che a una distanza di 366 cm dall'inizio della zona attiva. Tali valori sono poi stati graficati in Figura 4.

<b>Rilevatori assiali</b>			
<b>Distanza dalla parte bassa del fuel assembly [cm]</b>	<b>Rateo di dose gamma</b>		<b>Differenza relativa [%]</b>
	<b>Misurati [Sv/h]</b>	<b>Calcolati [Sv/h]</b>	
30	74,2	80,2	8,1
61	121	135,5	12,0
91	149	152,1	2,1
122	162	157,2	-3,0
152	162	159,6	-1,5
183	171	159,7	-6,6
213	163	158,6	-2,7
244	158	158,2	0,1
274	161	157,3	-2,3
305	154	157,6	2,2
335	142	152,0	7,1
366	110	132,8	20,7
396	72,9	81,3	11,5

Tabella 9. Confronto tra ratei di dose gamma in direzione assiale.

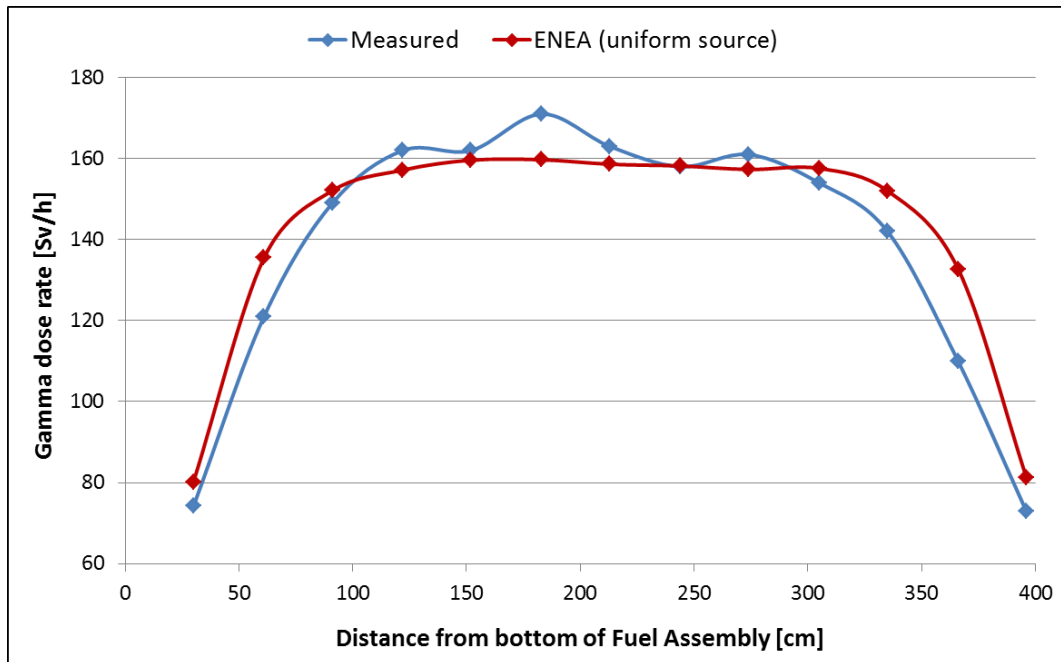


Figura 4. Grafico del confronto tra ratei di dose in direzione assiale.

E' ragionevole supporre che il profilo dentellato del rateo di dose misurato assialmente e ben visibile nell'intervallo 100-300 cm, possa essere dovuto alla presenza delle grigliette spaziatrici. Le grigliette utilizzate nell'elemento di combustibile D04 dell'unita Turkey Point 3 sono in INCONEL 718. Un materiale che, a causa dell'attivazione delle impurita di Co59 (circa lo 0,05% in peso dell'intera griglietta) e quindi dei due effetti neutronici ad esso correlati quali l'indurimento dello spettro e la diminuzione locale del burnup, potrebbe spiegare la riduzione dell'intensita e quindi del rateo di dose gamma nei dintorni delle posizioni occupate dalle grigliette.

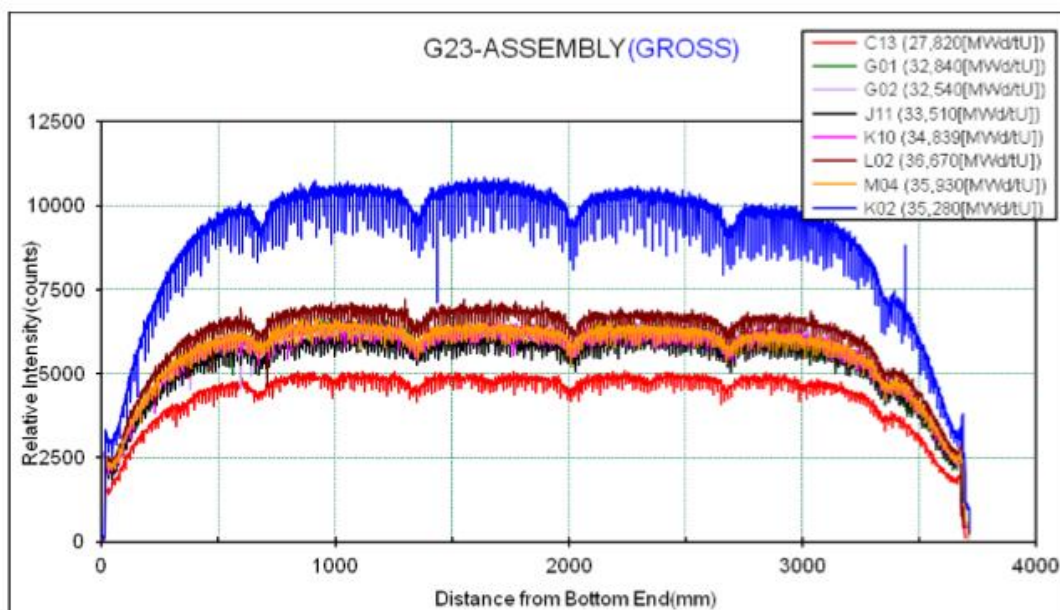


Figura 5. Scansione assiale gamma di un elemento di tipo PWR a diversi burnup.

La riduzione dell'intensità gamma per effetto delle grigliette spaziatrici è ben visibile nei grafici di Figura 5 relativi alla scansione gamma in direzione assiale di un elemento di combustibile per PWR a differenti burnup<sup>6</sup>.

In Tabella 10 sono invece riportati i valori in Sv/h del confronto tra misure sperimentali e dati calcolati per ciascuno degli 8 rilevatori radiali. La fonte delle incertezze indicate a fianco dei valori misurati è il documento di Davis del 1980 riportato in bibliografia. Diversamente dal caso assiale, in direzione radiale la differenza relativa tra i valori misurati e quelli calcolati è decisamente più marcata con la sola eccezione della posizione a 61 cm dal piano di mezzeria. Come si vede dal grafico di Figura 6, in tale punto le due curve si intersecano per poi divergere per distanze superiori ai 100 cm.

<b>Rilevatori radiali</b>			
<b>Distanza dal piano di mezzeria [cm]</b>	<b>Rateo di dose gamma</b>		<b>Differenza relativa [%]</b>
	<b>Misurati [Sv/h]</b>	<b>Calcolati [Sv/h]</b>	
31	186 ±3	229,2	23
61	98,8 ±3	96,9	-2
91	68,1 ±5	57,0	-16
122	49,1 ±4	38,0	-23
152	39,2 ±4	27,0	-31
183	33,4 ±3	20,6	-38
213	28,5 ±2	15,7	-45
244	22,4 ±3	12,3	-45

Tabella 10. Confronto tra ratei di dose gamma in direzione radiale.

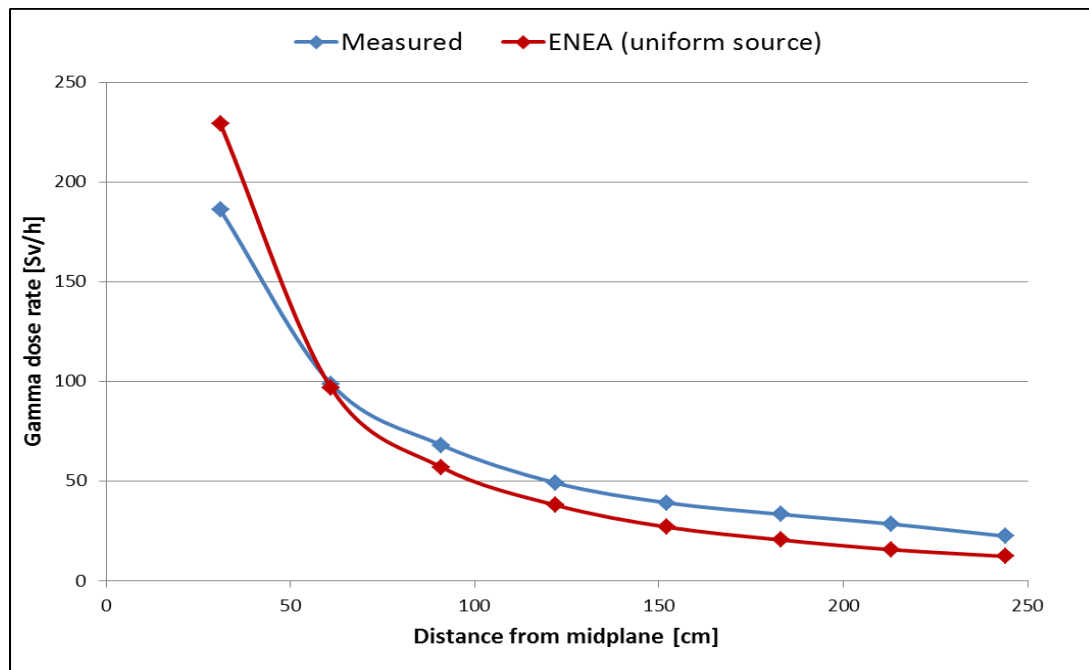


Figura 6. Grafico del confronto tra ratei di dose in direzione radiale.

<sup>6</sup> H.R. Trellue, J.D. Galloway, *Description of axial detail for ROK Fuel*, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-12-20724.

## 5. Distribuzione assiale della sorgente fotonica e rim effect

A conclusione di quanto sin qui mostrato si può dire che, se i risultati in direzione assiale possono essere considerati soddisfacenti, non lo sono pienamente quelli in direzione radiale. Volendo indagarne le cause, l'assunzione più problematica sembra essere quella relativa alla definizione della sorgente gamma nei calcoli di trasporto con MCNPX. Come si ricorderà, essa è stata definita uniforme sia in direzione assiale che nella regione del combustibile. Per ottenere una descrizione fisica più accurata, si è deciso di procedere introducendo in MCNPX una sorgente fotonica non uniforme, di fatto proporzionale:

- ✓ in direzione assiale, alla distribuzione di burnup tipica dei PWR;
- ✓ in direzione radiale, alla concentrazione isotopica di Rh106, Cs134, Ba137m, Pr144, Ce144 e Eu154 in ciascuna delle venti regioni equivolumiche di combustibile in cui è stata discretizzata la pellet.

Occupiamoci anzitutto delle modifiche introdotte alla distribuzione assiale della sorgente fotonica. I valori tipici del profilo assiale di burnup negli elementi di combustibile per PWR con un burnup medio di 28433 MWd/MTU sono ripresi da [4]. A partire da tale distribuzione, in Tabella 11 sono stati ricavati i valori di burnup corrispondenti alle diciotto quote, ciascuna di ampiezza 20,333 cm, in cui è stata suddivisa la zona attiva e, a fianco, le probabilità di emissione fotonica dei rispettivi intervalli poi utilizzate in MCNPX.

Numero della regione	Estremo sup. [cm]	Ampiezza [cm]	Distribuzione assiale di burnup	Valore assiale di burnup [MWd/MTU]	Probabilità
1	20,333	20,333	0,551	15665	0,0306
2	40,667	20,333	0,886	25189	0,0492
3	61,000	20,333	1,007	28629	0,0559
4	81,333	20,333	0,974	27691	0,0541
5	101,667	20,333	1,146	32581	0,0637
6	122,000	20,333	1,138	32353	0,0632
7	142,333	20,333	1,140	32410	0,0633
8	162,667	20,333	1,135	32268	0,0630
9	183,000	20,333	1,138	32353	0,0632
10	203,333	20,333	1,166	33149	0,0648
11	223,667	20,333	1,173	33348	0,0652
12	244,000	20,333	1,173	33348	0,0652
13	264,333	20,333	1,169	33235	0,0649
14	284,667	20,333	1,157	32894	0,0643
15	305,000	20,333	1,022	29055	0,0568
16	325,333	20,333	0,882	25075	0,0490
17	345,667	20,333	0,701	19929	0,0389
18	366,000	20,333	0,444	12623	0,0247
Totale			18,002	511797	1
Valore di burnup medio dell'assembly				28433	

Tabella 11. Valori di burnup assiale.

Coniugando il contenuto informativo di Figura 7 con i dati di Figura 8 [1], si ha modo di operare una prima valutazione sulla bontà dell'assunzione fatta in direzione assiale.

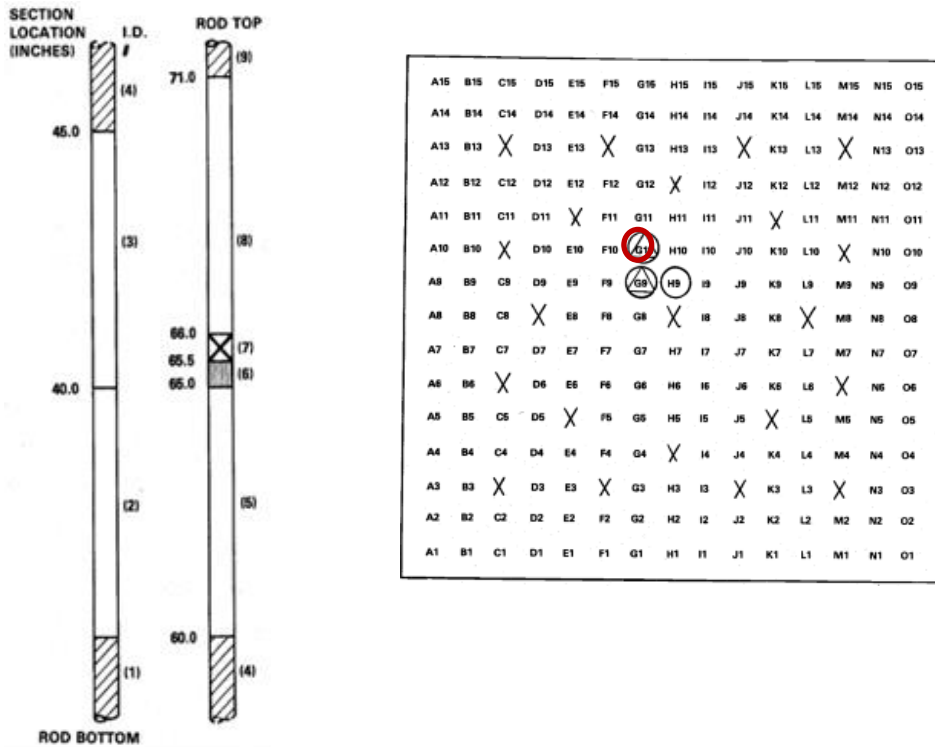


Figura 7. Barretta G01 e sua posizione nell'assembly D04 (cerchio rosso).

**BURNUP ANALYTICAL RESULTS**

ATOMIC PERCENT	D01-G9-15 65.75-66.25"	D01-G10-4 65.5-66.0"	D01-H9-7 65.5-66.0"	D04-G9-9 65.75-66.25"	D04-G10-7 65.5-66.0"
U-234	.014	.014	.013	.012	.014
U-235	.619	.599	.590	.582	.598
U-236	.342	.342	.334	.332	.342
U-238	99.025	99.045	99.063	99.074	99.046
Pu-238	1.561	1.545	1.592	1.535	1.570
Pu-239	55.107	54.757	54.806	54.654	54.574
Pu-240	25.701	25.846	25.411	25.553	25.851
Pu-241	11.984	11.988	12.177	12.329	12.113
Pu-242	5.647	5.864	6.014	5.929	5.882
<b>ATOMIC RATIOS</b>					
$\frac{Nd-148}{U-238} \times 10^{-4}$	5.66	5.62	5.82	5.76	5.77
$\frac{Pu-239}{U-238} \times 10^{-3}$	5.07	5.07	5.17	5.18	5.02
$F^{(a)} = \frac{FISSIONS}{ATOM U-238}$	.03369	.03345	.03464	.03429	.03435
$U' = \frac{ATOMS U}{ATOM U-238}$	1.00985	1.00964	1.00946	1.00935	1.00963
$P' = \frac{ATOMS Pu}{ATOM U-238}$	.00920	.00925	.00943	.00948	.00920
$F_T^{(b)}$ ATOMIC PERCENT BURNUP	3.200	3.175	3.288	3.256	3.262
BURNUP <sup>(c)</sup> MWd/MTU	30,720	30,510	31,560	31,260	31,310

Figura 8. Risultati analitici del burnup di alcune barretta dell'assembly D04.

In Figura 8 è contenuto il valore analitico del burnup (molto simile a quello misurato) di una pellet contenuta nella barretta G10 dell'assembly D04 posizionata a una distanza di 167 cm (66 in) dalla base dell'assembly (Figura 7)<sup>7</sup>. Come si vede, la barretta ha subito almeno un ciclo di irraggiamento in posizione centrale e lontano da tubi guida. Se confrontiamo questo valore – 31310 MWd/MTU – con quello corrispondente di Tabella 11 – 32353 MWd/MTU – la cui quota è stata ottenuta sottraendo a 167 cm i 30 cm del piede dell'assembly, scopriamo che i due valori differiscono tra loro di un 3%.

E' inoltre interessante osservare che il profilo assiale di burnup di Tabella 11 (Figura 9) e il rateo di dose gamma misurato (Figura 10), pur non essendo tra loro direttamente proporzionali a causa della presenza simultanea dei due operatori di convoluzione quali l'autoschermo del combustibile e il coefficiente di dose (si veda a tal proposito quanto documentato in [6]), mostrano un andamento molto simile a dimostrazione della comunque stretta correlazione tra i due fenomeni fisici.

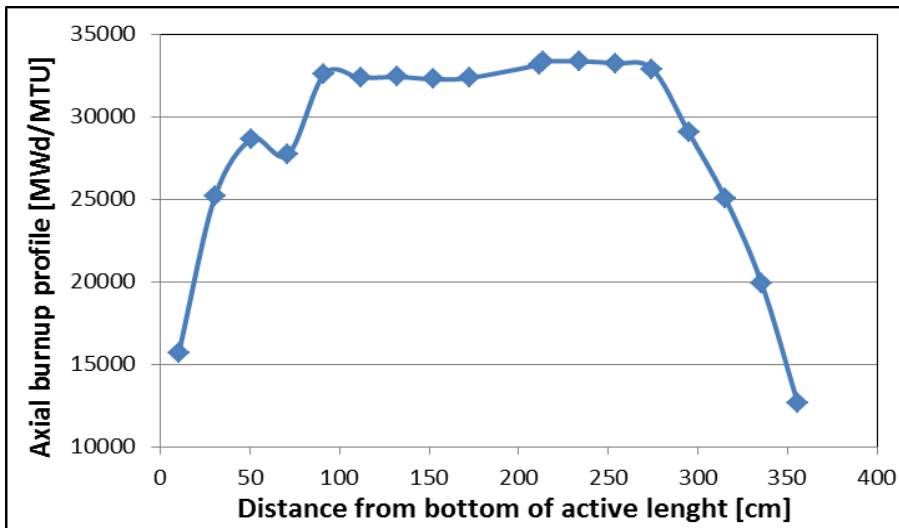


Figura 9. Grafico del profilo assiale di burnup.



Figura 10. Rateo di dose gamma misurato.

<sup>7</sup> In realtà nel documento citato non è chiaro se il riferimento è a partire dal fondo dell'assembly o viceversa dall'inizio della zona attiva.



A conferma della validità della procedura di calcolo adottata, si riportano in Tabella 12 i valori di concentrazione, in percentuale atomica, dei principali isotopi di U e Pu contenuti in una pellet della barretta G9 dell'assembly D04 posizionata a una distanza di 167 cm (66 in) dalla base dell'assembly relativi ad un valore di burnup di 31200 MWd/MTU. Come si vede, il confronto tra i dati misurati e quelli calcolati da ENEA con Origen-ARP è decisamente buono.

Isotopo	Percentuale atomica [%]	Origen-ARP	
		Percentuale atomica [%]	Massa
U234	0,012	[-]	[-]
U235	0,582	0,592	2,559E+03
U236	0,332	0,353	1,531E+03
U238	99,074	99,055	4,334E+05
<b>TOT U</b>	100,000	100,000	4,375E+05
Pu238	1,535	[-]	[-]
Pu239	54,654	55,823	2,364E+03
Pu240	25,553	25,208	1,072E+03
Pu241	12,329	12,891	5,505E+02
Pu242	5,929	6,077	2,606E+02
<b>TOT Pu</b>	100,000	100,000	4,247E+03

Tabella 12. Concentrazioni isotopiche a confronto.

Passiamo ora a spiegare le modifiche introdotte alla distribuzione radiale della sorgente fotonica. Al fine di considerare il *rim effect* dovuto al fenomeno fisico dell'autoschermo, il calcolo della sorgente radiale di radiazioni gamma è stato fatto nel modo seguente:

- ✓ la pellet è stata prima suddivisa in 20 regioni equivolumiche;
- ✓ poi tramite il codice di cella APOLLO2 è stata calcolata, in ogni regione, la concentrazione isotopica di Rh106, Cs134, Ba137m, Pr144, Ce144 e Eu154 ad un valore di burnup di 28430 MWd/MTU. Per ovviare al fatto che tre isotopi, nella fattispecie Rh106, Pr144 e Ba137m, non sono contenuti nelle catene di bruciamento di APOLLO2, la loro concentrazione è stata determinata a partire dalla quantità dei loro progenitori e dal loro tempo di dimezzamento riportati in Tabella 13 (equilibrio secolare);
- ✓ infine, la concentrazione isotopica di ogni regione (in altri termini la sorgente gamma di quella regione) è stata normalizzata al valore della concentrazione totale.

Progenitore	$t_{1/2}$	Figlio	$t_{1/2}$
Ru106	374 giorni	Rh106	30,1 s
Ce144	284 giorni	Pr144	17,29 min
Cs137	30 anni	Ba137m	2,55 min

Tabella 13. Tempo di dimezzamento.

In Tabella 14 è quindi riportato, per ognuna delle venti regioni in cui è stata discretizzata la regione del combustibile, il valore ottenuto dalla somma delle concentrazioni atomiche dei diversi isotopi considerati – cioè Rh106, Cs134, Ba137m, Pr144, Ce144 e Eu154 – con, a fianco, la probabilità di emissione fotonica di quella regione, poi graficata in Figura 11.

Regione	Raggio esterno	Concentrazione totale [at.]	Probabilità [%]
1	0,1060	1,3749E+18	0,0446
2	0,1500	1,3817E+18	0,0448
3	0,1837	1,3888E+18	0,0450
4	0,2121	1,3962E+18	0,0452
5	0,2371	1,4041E+18	0,0455
6	0,2597	1,4126E+18	0,0458
7	0,2805	1,4215E+18	0,0461
8	0,2999	1,4311E+18	0,0464
9	0,3181	1,4416E+18	0,0467
10	0,3353	1,4530E+18	0,0471
11	0,3517	1,4657E+18	0,0475
12	0,3673	1,4801E+18	0,0480
13	0,3823	1,4968E+18	0,0485
14	0,3967	1,5166E+18	0,0491
15	0,4107	1,5412E+18	0,0499
16	0,4241	1,5739E+18	0,0510
17	0,4372	1,6217E+18	0,0526
18	0,4499	1,7027E+18	0,0552
19	0,4622	1,8773E+18	0,0608
20	0,4742	2,4761E+18	0,0802

Tabella 14. Probabilità di emissione fotonica nella pellet in direzione radiale.

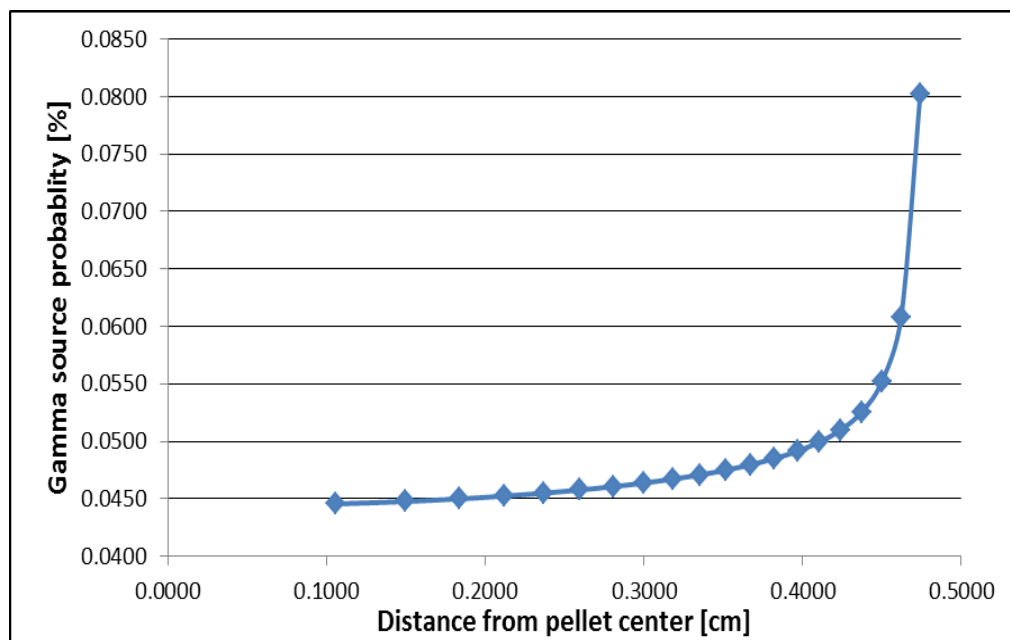


Figura 11. Probabilità della sorgente gamma nella regione del combustibile.

## 6. Nuovi risultati con distribuzione non uniforme della sorgente

Il presente capitolo è dedicato all'analisi dei risultati di dose gamma che si è ottenuto utilizzando una sorgente fotonica, assialmente e radialmente, non uniforme.

In Tabella 15 sono riportati, per ciascuno dei 13 rilevatori assiali, i risultati del confronto tra misure sperimentali e dati calcolati. Tali valori sono poi stati graficati in Figura 12.

Rilevatori assiali				
Distanza dalla parte bassa del fuel assembly [cm]	Rateo di dose gamma [Sv/h]		Differenza relativa [%]	Differenza relativa con sorgente uniforme [%]
	Misurati	Calcolati		
30	74,2	60,9	-17,9	8,1
61	121	120,8	-0,2	12,0
91	149	150,7	1,1	2,1
122	162	171,2	5,7	-3,0
152	162	179,6	10,9	-1,5
183	171	184,7	8,0	-6,6
213	163	184,8	13,4	-2,7
244	158	187,2	18,5	0,1
274	161	184,7	14,7	-2,3
305	154	171,9	11,6	2,2
335	142	146,5	3,2	7,1
366	110	102,4	-6,9	20,7
396	72,9	53,6	-26,5	11,5

Tabella 15. Confronto tra ratei di dose in direzione assiale con sorgente non uniforme.

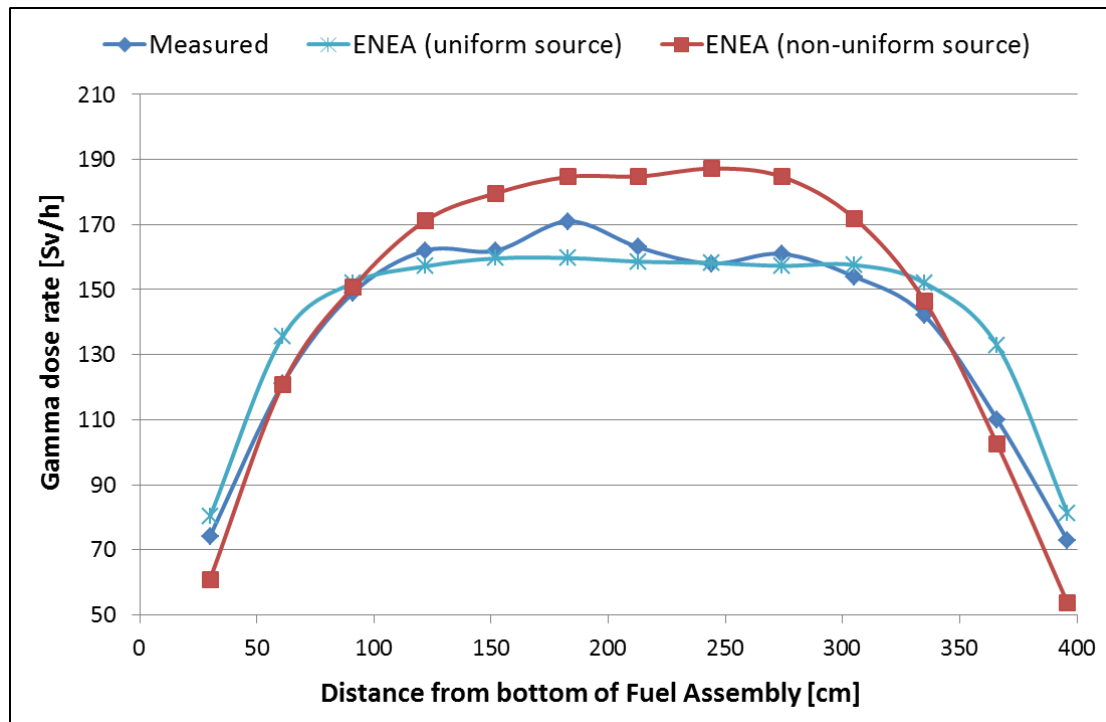


Figura 12. Grafico del confronto tra ratei di dose in direzione assiale con sorgente non uniforme.

Osservando le ultime due colonne di Tabella 15 si potrebbe pensare che una descrizione della regione del combustibile fisicamente più accurata come quella introdotta in MCNPX attraverso una distribuzione di sorgente non uniforme, non abbia determinato alcun miglioramento dei dati calcolati rispetto a quelli misurati. In realtà in Tabella 15, se si escludono i due valori alle estremità della zona attiva (cioè a 30 e a 396 cm), sono distinguibili due opposti, e tra loro simmetrici, andamenti: da una parte i quattro rilevatori evidenziati in giallo per i quali si osserva una riduzione della differenza relativa tra misure e calcoli e dall'altra i sette rilevatori centrali, di colore azzurro, per i quali al contrario tale differenza aumenta. Plausibilmente, un migliore accordo tra calcoli e misure si potrebbe avere se all'effetto della distribuzione non uniforme si sommasse quello dovuto alla presenza delle grigliette spaziatrici. Ciò avrebbe infatti due conseguenze:

- in primo luogo, proprio nella zona compresa tra 100 e 300 cm, cioè dove si concentrano le maggiori differenze tra misure e calcoli, una riduzione netta del rateo di dose gamma coerentemente alla minore intensità fotonica nei dintorni delle posizioni occupate dalle grigliette;
- in secondo luogo, come diretta conseguenza del maggiore livello di bruciamento che la presenza delle grigliette determina nelle zone periferiche dell'assembly, un leggero aumento del rateo di dose di quelle zone in linea con quanto misurato sperimentalmente.

Un simile calcolo richiede però che siano conosciuti i valori di burnup nei dintorni delle posizioni occupate dalle grigliette. Informazioni queste, magari reperibili in letteratura, ma di cui, almeno per ora, non si è potuto disporre.

<b>Rilevatori radiali</b>					
Distanza dal piano di mezzeria [cm]	Rateo di dose gamma [Sv/h]		Differenza relativa [%]	Differenza relativa con sorgente uniforme [%]	Differenza [%]
	Misurati	Calcolati			
11	952	911,5	-4	[non calcolato]	[-]
31	186 ±3	266,7	43	23	+20
61	98,8 ±3	112,7	14	-2	16
91	68,1 ±5	65,6	-4	-16	-12
122	49,1 ±4	43,0	-12	-23	-11
152	39,2 ±4	30,1	-23	-31	-8
183	33,4 ±3	22,3	-33	-38	-5
213	28,5 ±2	17,2	-40	-45	-5
244	22,4 ±3	13,2	-41	-45	-4

Tabella 16. Confronto tra ratei di dose in direzione radiale con sorgente non uniforme.

Diversamente dal caso assiale, i valori riportati in Tabella 16 e graficati in Figura 13 relativi al caso radiale mostrano tra loro un andamento molto più omogeneo. Infatti, ad eccezione dei due rilevatori posti a 31 e a 61 cm dal piano di mezzeria per i quali è lecito ipotizzare un qualche errore nel dato misurato, per tutti gli altri rilevatori si osserva una riduzione della differenza relativa tra misure e calcoli rispetto al caso della sorgente uniforme. Molto buono appare inoltre l'accordo tra misure e calcoli sul valore del rateo di dose del rilevatore a 11

cm di distanza dal piano di mezzeria<sup>8</sup>, cioè di un rilevatore posizionato a pochi millimetri dalla superficie laterale dell'assembly. Permangono, per contro, importanti differenze nei rilevatori radiali posti a 152 183 213 e 244 cm dal piano di mezzeria per i quali, ad ora, non si è in grado di fornire alcuna spiegazione fisicamente convincente.

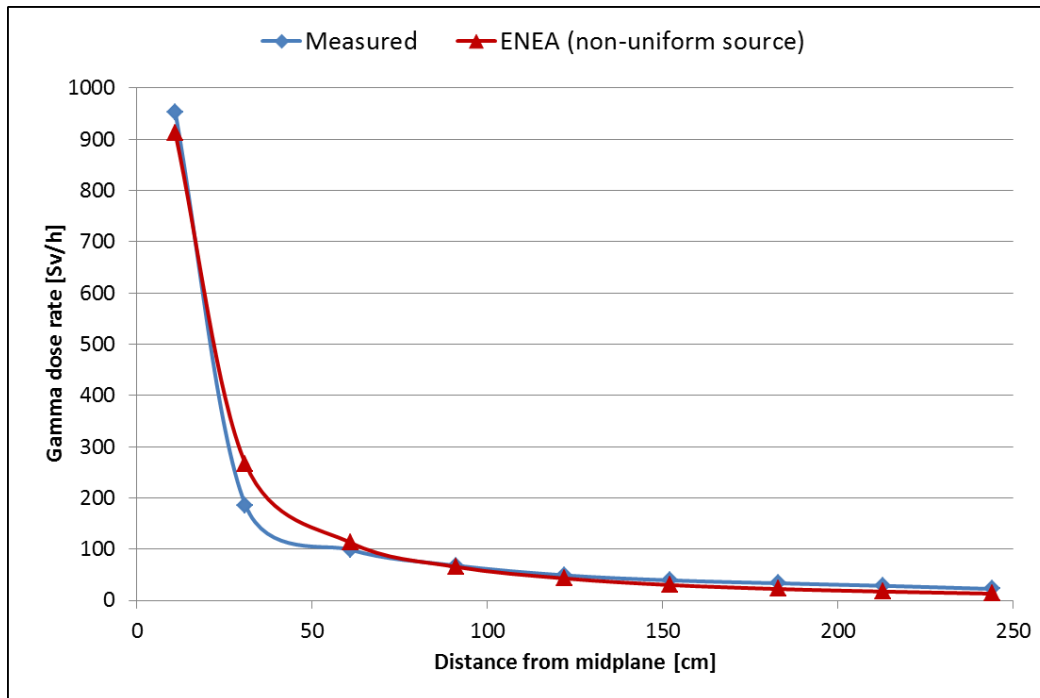



Figura 13. Grafico del confronto tra ratei di dose in direzione radiale con sorgente non uniforme.

L'analisi sin qui svolta permette quindi di concludere che, anche se non ottimale, esiste un buon accordo tra misure e calcoli del valore del rateo di dose dell'elemento di combustibile D04. Spetta ora al gruppo di lavoro AFCS il compito di indicare se il livello di divergenza che permane assialmente ma soprattutto radialmente possa essere ritenuto scientificamente accettabile.

<sup>8</sup> C. E. Willingham, *Radiation dose rates from commercial PWR and BWR Spent fuel Elements*, Battelle, October 1981.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	ADPFISS-LP1-094	0	L	22	22

## Riferimenti bibliografici

- [1] S. D. Atkin, *Destructive examination of 3-cycle LWR fuel rods from Turkey Point unit 3 for the climax*, Hanford Engineering Development Laboratory, June 1981.
- [2] R. B. Davis et al., *Remote characterization of spent LWR fuel for geological disposal demonstration*, American Nuclear Society, March 1980.
- [3] A. Guglielmelli, R. Pergreffi, F. Rocchi, *Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati*, Rapporto Tecnico ENEA ACPFISS-LP1-077, 2016.
- [4] W.R. Lloyd, M.K. Sheaffer, W.G. Sutcliffe, *Dose Rate Estimates from irradiated Light-Water-Reactor Fuel Assembly in Air*, LLNL UCRL-ID-115199, 1994.
- [5] M. Nichol, *SAS2H Analysis of Radiochemical Assay Samples from Turkey Point PWR Reactor*, B0000000-01717-0200-00141 REV 00, CRWMS/M&O, February 1997.
- [6] H.R. Trellue, J.D. Galloway, *Description of axial detail for ROK Fuel*, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-12-20724.
- [7] J. C. Wagner, M. D. DeHart, *Review of Axial Burnup Distribution Considerations for Burnup Credit Calculations*, Oak Ridge National Laboratory, 1999.
- [8] C. E. Willingham, *Radiation dose rates from commercial PWR and BWR Spent fuel Elements*, Battelle, October 1981.

## Ringraziamenti

The Apollo2 code I developed by CEA and co-owned by CEA, EDF and AREVA NP.  
 Il codice Apollo2 è sviluppato da CEA ed è in comproprietà tra CEA, EDF e AREVA NP.