



Ricerca di Sistema elettrico

ENEA results of the OECD/NEA Benchmark for nuclear data uncertainties propagation

Vincenzo Peluso

ENEA RESULTS OF THE OECD/NEA BENCHMARK FOR NUCLEAR DATA UNCERTAINTIES PROPAGATION

V. Peluso (ENEA)

Settembre 2016

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2015


Area: Generazione di Energia Elettrica con Basse Emissioni di Carbonio

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

Linea: Collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV Generazione

Obiettivo: Progettazione di sistema e analisi di sicurezza

Responsabile del Progetto: Mariano Tarantino, ENEA

	Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS ó LP2 ó 114	Distrib. L	Pag. di 1 18
---	--	--	----------------------	------------------------

Titolo

**ENEA RESULTS OF THE OECD/NEA BENCHMARK FOR
NUCLEAR DATA UNCERTAINTIES PROPAGATION**

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

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

Argomenti trattati: Reattori nucleari veloci, Neutronica, Generation IV reactors

Sommario

Questo documento riassume il lavoro svolto per il secondo obiettivo della task A.1 della Linea Progettuale 2 dell'Accordo di Programma tra ENEA e MiSE (AdP PAR2015 LP2 A.1_b) e che consiste nella partecipazione al Benchmark, proposto da OECD/NEA, il cui obiettivo principale riguarda la riduzione delle incertezze sui dati nucleari per una lista significativa di Attinidi Minori per quanto riguarda la progettazione di sistemi trasmutanti e ciclo del combustibile.

L'introduzione di Attinidi Minori in combustibili tipo MOX nei SFR, comporta in generale un deterioramento dei parametri cinetici come pure quelli principali riguardanti la sicurezza.

Lo scopo del benchmark è stato quello di valutare, mediante calcoli di sensitività, l'impatto delle incertezze dei dati nucleari di alcuni Attinidi Minori su una quantità selezionata di parametri integrali in un Sodium Fast Reactor (SFR) tipo ASTRID, caricato con una quantità significativa di Attinidi Minori e in configurazione "Low Void".

A seconda del parametro integrale preso in esame, l'analisi di sensitività sulle incertezze ai dati nucleari è stata ottenuta mediante metodi perturbativi sia in formulazione standard che generalizzata ed equivalente.

La partecipazione al Benchmark ha consentito ad ENEA di migliorare l'esperienza nella stima delle incertezze associate ai parametri integrali di interesse nella progettazione del nocciolo soprattutto quelli inseriti in un contesto di attività progettuali di nostro interesse (LFR).

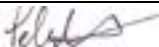


I risultati delle analisi svolte hanno confermato la validità di tali procedure ed in generale sono apparsi in linea con gli altri partecipanti internazionali.


Note

Autori: Vincenzo Peluso¹
¹ ENEA

Copia n.


In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE		NOME	V. Peluso	G. Grasso	M. Tarantino
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	2	18

Sommario

1	Introduzione.....	3
2	Obiettivo del Benchmark.....	3
3	Sistema di Riferimento.....	4
4	Schematizzazione del Nocciolo.....	5
5	Codice, Metodi e Obiettivi	8
6	Analisi Perturbativa.....	9
7	Analisi di Incertezza.....	12
8	Risultati	13
9	Conclusioni.....	17
	Riferimenti	18

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	3	18

1 Introduzione

Nel Settembre 2014, “The Expert Group on Integral Experiments for Minor Actinide Management” (EGIEMAM-II) è stato creato al fine di ottimizzare un programma internazionale di esperienza rivolto al miglioramento della conoscenza sui dati nucleari degli Attinidi Minori. L’obiettivo principale riguarda la riduzione delle incertezze sui dati nucleari per una lista significativa di Attinidi Minori per quanto riguarda la progettazione di sistemi trasmutanti e ciclo del combustibile.

L’introduzione di Attinidi Minori in combustibili tipo MOX nei SFR, comporta in generale un deterioramento dei parametri cinetici come pure quelli principali riguardanti la sicurezza.

Per diminuire tale rischio, sono state fatte numerose proposte, come ad esempio una diminuzione dell’altezza attiva del core, l’introduzione di un plenum di sodio sopra il core stesso e l’eliminazione del blanket assiale superiore e ,se presente, anche di quello radiale.

2 Obiettivo del Benchmark

Nel passato sono stati fatti alcuni studi preliminari per valutare l’impatto delle incertezze associate ai dati nucleari sui parametri di base di alcuni SFR.

Lo scopo del benchmark è stato quello di valutare, mediante calcoli di sensitività e analisi di incertezze, l’impatto delle incertezze dei dati nucleari di alcuni Attinidi Minori su una quantità selezionata di parametri integrali in un Sodium Fast Reactor (SFR) caricato con una quantità significativa di Attinidi Minori.

Numerosi Enti Internazionali hanno partecipato a questo benchmark mediante avanzati codici di calcolo e librerie di dati nucleari differenti e con differenti procedure per valutare l’impatto delle incertezze su una lista selezionata di parametri di progetto (principalmente livello di criticità, parametri cinetici ed effetti di vuoto di refrigerante e di temperatura) per un SFR in configurazione “Low Void” e utilizzato come bruciatore di Attinidi Minori.

Questa partecipazione (complementare alle attività di validazione svolte all’interno della medesima Task della presente annualità dell’AdP) ha permesso ad ENEA di migliorare l’esperienza sia nello stimare le incertezze associate ai parametri integrali di interesse nella progettazione del nocciolo, sia nello supportare analisi svolte nel contesto di attività di progettazione di nostro interesse (LFR).

3 Sistema di Riferimento

Come sistema di riferimento è stato scelto un SFR in configurazione “Low Void” tipo ASTRID (1200 MW e sviluppato dal CEA con il supporto di AREVA e EDF), in modalità di bruciatore di Attinidi Minori.

Il core è caricato con una miscela omogenea di combustibile ad ossido U-TRU (tipo MOX). La composizione isotopica utilizzata del Plutonio e degli Attinidi Minori è quella di un MOX riprocessato dopo 30 anni di irradiazione in un PWR (burn-up di circa 45 MWd/kg).

Tali composizioni sono state utilizzate nel passato, per sistemi sottocritici, nell’ambito del progetto EFIT (European Facility for Industrial Transmutation). L’Uranio depleto, nel blanket inferiore, viene mescolato omogeneamente con circa il 10% di Attinidi Minori secondo un primo studio effettuato per il progetto ESFR (European Sodium Fast Reactor).

I parametri principali del nocciolo vengono mostrati in Tab.1

Inner/Outer SAs [7]	177/114
Reflector SAs [7]	216
Radial shielding SAs [7]	334
Dummy SAs [7]	4
Control/Safety SAs [7]	12/6
Inner/Outer core Fuel material [2]	(U-TRU)O ₂
Power (MWth) [2]	1200
MA:Pu ratio [2]	1:2
Inner/Outer Pu enr. (wt.%) [2]	22.5/24.5
Blanket material [2]	Depleted U-MA (10 wt.%)

Tabella 1

Gli elementi di combustibile sono a pianta esagonale con le caratteristiche principali a 20° indicate in Tab.2

SA pitch (mm)	175.0
Sodium gap width inter assembly (mm)	4.5
Wrapper tube outer flat-to-flat width (mm)	171.5
Wrapper tube thickness (mm)	4.5
Wrapper tube material	EM10
Wire wrap spacer diameter (mm)	1.0

Wrapper tube material	EM10
Number of fuel pins	217
Fuel pellet diameter (mm)	8.45
Inner clad diameter (mm)	8.72
Outer clad diameter (mm)	9.72
Cladding material	15-15Ti mod
Fuel average density*	89% TD

Tabella 2

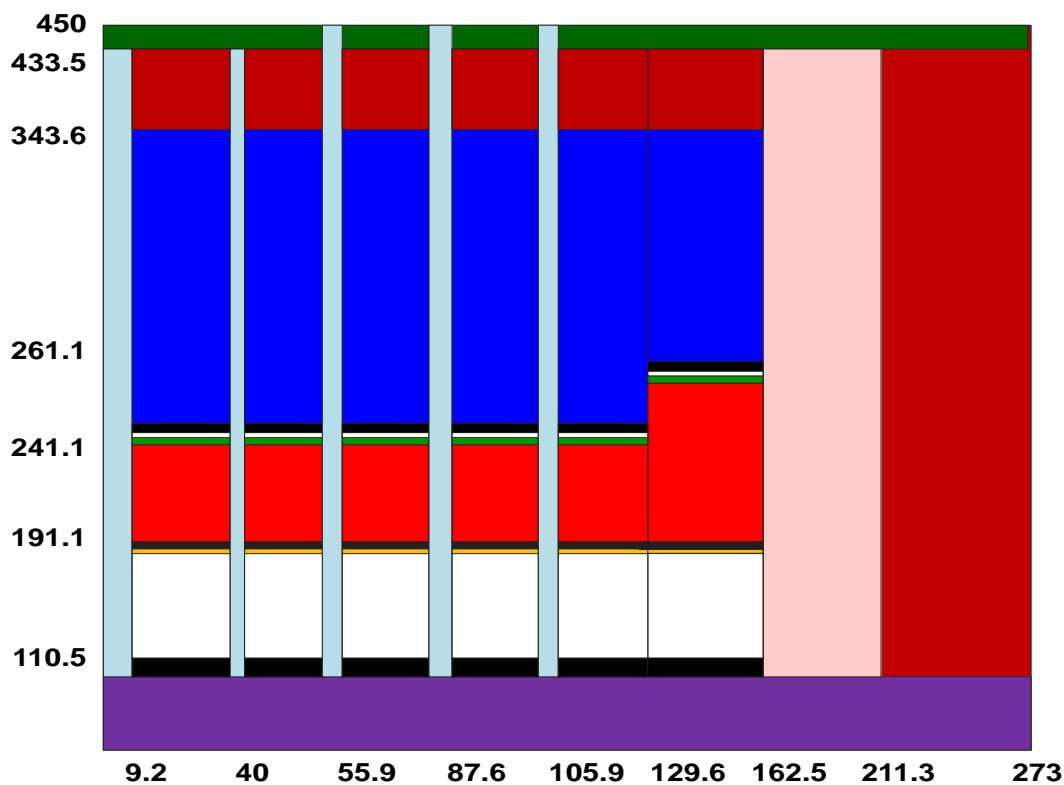
4 Schematizzazione del Nocciolo

Ai partecipanti al benchmark è stata proposta una descrizione del core in geometria bidimensionale RZ e con le barre di controllo e di sicurezza completamente estratte. Viene suggerito di utilizzare composizioni omogenee per ogni regione del nocciolo e le temperature da utilizzarsi in situazione di reattore critico sono mostrate in Tab.3. Inoltre la densità di ogni materiale viene assunta essere indipendente dalla temperatura (effetto di dilatazione trascurato).

Average Fuel Temperature (K)	1500
Average Blanket Temperature (K)	900
Average Structure Temperature (K)	743
Average Sodium Temperature (K)	743

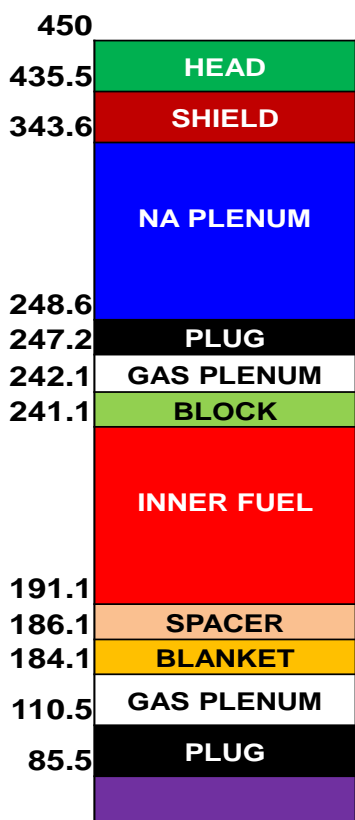
Tabella 3

La schematizzazione RZ del nocciolo così come quella assiale per ogni tipo di elemento vengono mostrate nelle seguenti figure.

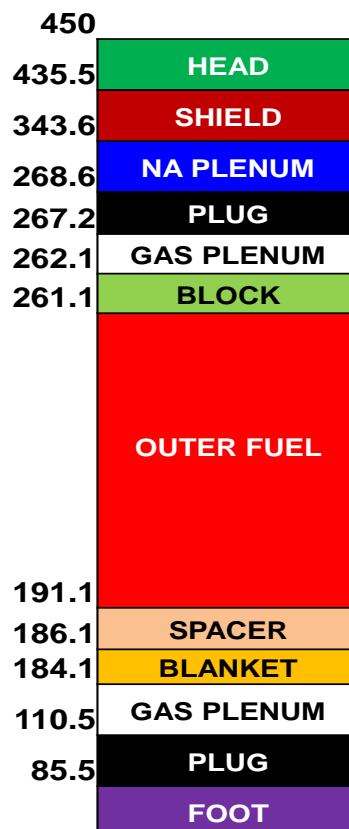


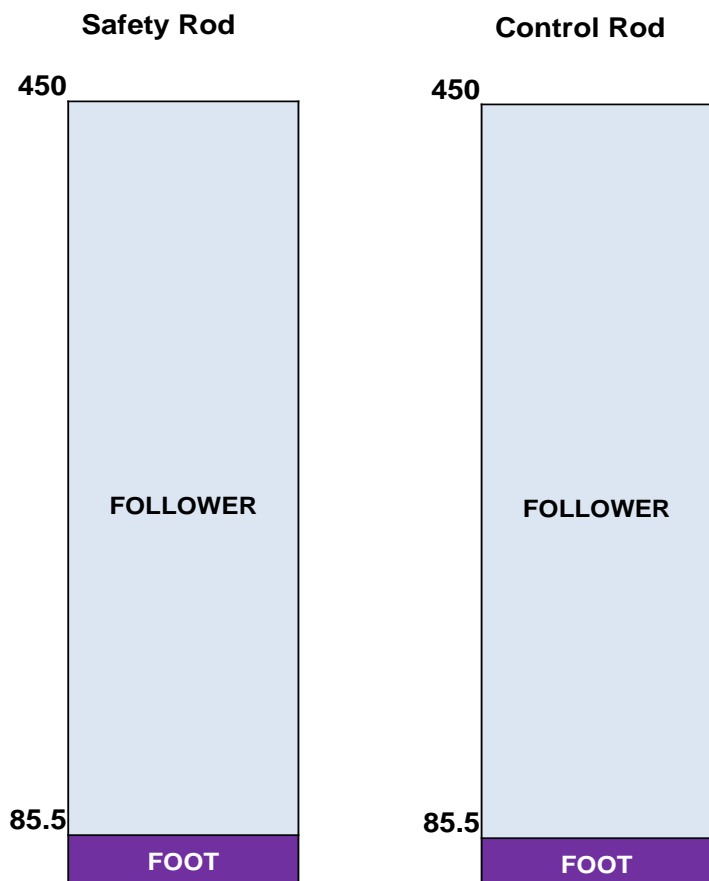
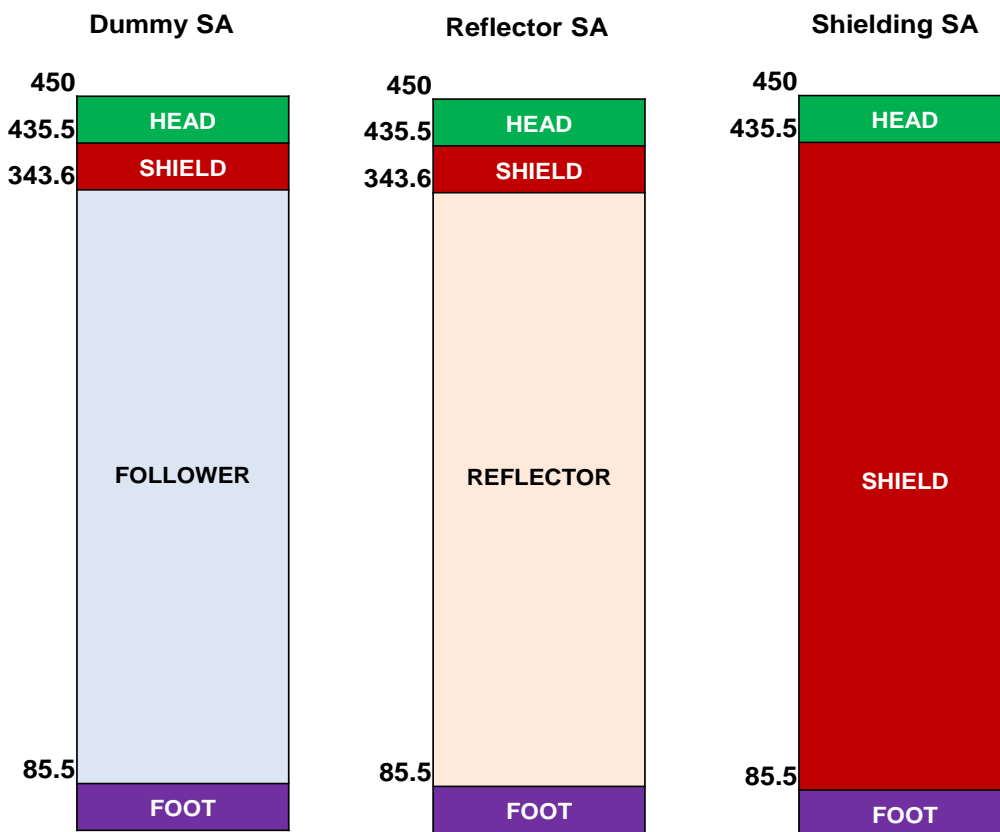
Descrizione RZ del nocciolo


Inner Core SA



Outer Core SA





 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	8	18

5 Codice, Metodi e Obiettivi

I calcoli neutronici sono stati effettuati con il codice deterministico ERANOS nella versione 2.2 [1] accoppiato alla libreria multigruppo di dati nucleari valutati JEF3.1.

ERANOS (European Reactor ANalysis Optimized System) é un sistema modulare nel quale differenti moduli si concatenano l'uno all'altro mediante opportune semplici istruzioni. Inoltre ingloba il linguaggio LU (user's language) che permette di maneggiare direttamente variabili, costruire programmi avanzati mediante loops e esecuzioni condizionali e più in generale complesse sequenze di istruzioni in macro istruzioni chiamate "Procedure".

Il Sistema Modulare Deterministico ERANOS 2.2 è stato utilizzato nella seguente configurazione:

- Dati nucleari JEFF3.1 accoppiati al codice di cella ECCO (1968 gruppi d'energia per i principali nuclidi di interesse neutronico e successiva condensazione a 33 gruppi standard per calcoli di nocciolo)
- Calcolo di nocciolo mediante il modulo BISTRO (trasporto alle differenze finite e alle ordinate discrete in S8) in geometria RZ e trattamento dell'anisotropia dello scattering al primo ordine
- Matrice di Dispersione BOLNA (15 gruppi e 45 nuclidi) associata alla libreria dei dati nucleari


L'obiettivo del Benchmark è, come detto precedentemente, quello di effettuare una valutazione dell'impatto delle incertezze su una lista selezionata di parametri di progetto relativo ad un SFR in configurazione "Low Void" e utilizzato come bruciatore di Attinidi Minori.

I parametri di progetto presi in esame sono:

- K_{eff} a Inizio Ciclo
- Effetto Doppler (aumento di 1000K nel Combustibile e di 600K nel Fertile)
- Vuoto di Sodio (Na ridotto dell'82.4% solo nell'elemento di Combustibile, Gas Plenum e Upper Plug compresi)
- β_{eff} (frazione di neutroni ritardati)

Le Incertezze sui Dati Nucleari sono riferite alle seguenti sezioni d'urto:

- Elastica,

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	9	18

- Inelastica,
- Nu
- Cattura
- Fissione

La richiesta di valutare la sensitività ai parametri integrali sopra citati con le suddette incertezze, riguardano i seguenti isotopi:

^{235}U , ^{238}U , $^{239, 240, 241, 242}\text{Pu}$, ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am , ^{237}Np , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{245}Cm , ^{56}Fe and ^{23}Na .

6 Analisi Perturbativa

A seconda del parametro integrale preso in esame, l'analisi di sensibilità sulle incertezze ai dati nucleari è stata ottenuta con metodi perturbativi; in particolare:

- Analisi SPT (Standard Perturbation Theory) per il K_{eff}
- Analisi EGPT (Equivalent Generalized Perturbation Theory) per l'effetto Doppler e il vuoto di Sodio
- Analisi GPT (Generalized Perturbation Theory) per il β_{eff}

La sensibilità al K_{eff} dovuto a variazioni dei parametri del sistema è dato dalla nota formulazione classica (p = parametro di base del sistema):

$$S(k,p) = \frac{dk}{k} / \frac{dp}{p} = -k \frac{\langle \Phi^+, \left(A - \frac{F}{k} \right)_p \Phi \rangle}{\langle \Phi^+, F \Phi \rangle}$$

La sensibilità ad una variazioni di reattività tra due stati rispetto ad un dato parametro p (o ad una sua variazione) definito nel sistema, come quello relativo a variazioni di temperatura o di densità del refrigerante, per la sua complessità, trova soluzione con il metodo EGPT[2].

A causa della grande difficoltà (per mancanza di moduli dedicati) nella costruzione del termine di sorgente dell'equazione della funzione importanza generalizzata, viene usato il

metodo EGPT al primo ordine che consiste nel trasformare una equazione non omogenea in una omogenea, di più semplice risoluzione, modificando opportunamente gli operatori.

In pratica il metodo EGPT consiste nel trasformare il calcolo della variazione di reattività (per esempio vuoto di sodio) nel sistema di riferimento rispetto ad un suo parametro p (o ad una sua variazione) nel calcolo della stessa variazione nel sistema modificato, usando tecniche perturbative classiche. In questo modo sono sufficienti due calcoli classici SPT al primo ordine della configurazione di riferimento e di quella modificata, con gli operatori opportunamente modificati, per tener conto della sensibilità ad un dato parametro p (o ad una sua variazione).

In forma generale la sensibilità S ad una variazioni di reattività $\Delta\rho$ rispetto ad un parametro p è dato dalla relazione:

$$S(\Delta\rho, p) = \frac{1}{\Delta\rho} \cdot \left[\frac{S(k_2, p)}{k_2} - \frac{S(k_1, p)}{k_1} \right]$$


Che in maniera più esplicita può essere riscritta come:

$$S(\Delta\rho, p) = \frac{d(\Delta\rho)}{\Delta\rho} \cdot \frac{dp}{p} = \frac{1}{\Delta\rho} \left[\frac{\langle \Phi_1^+, \left(A_1 - \frac{F_1}{k_1} \right)_p \Phi_1 \rangle}{\langle \Phi_1^+, F_1 \Phi_1 \rangle} - \frac{\langle \Phi_2^+, \left(A_2 - \frac{F_2}{k_2} \right)_p \Phi_2 \rangle}{\langle \Phi_2^+, F_2 \Phi_2 \rangle} \right]$$

In ERANOS è disponibile una procedura per ottenere direttamente il calcolo delle sensibilità mediante il metodo EGPT.

Il calcolo della sensibilità, e quindi dell'incertezza ai dati nucleari, nei confronti del β_{eff} , richiede un approccio del problema mediante un'analisi GPT [3] tenendo conto anche che questo parametro integrale è bilineare nel flusso reale e in quello aggiunto. Inoltre è stata presa in considerazione solo la componente indiretta della sensibilità, cioè quella dovuta ad un cambiamento di uno o più parametri del sistema che come conseguenza comporta a un cambiamento del flusso neutronico il quale agisce sul parametro integrale stesso.

Indicando con $\langle \rangle$ l'integrazione nello spazio delle fasi (spazio, energia ed angolo) e con $[]$ l'integrazione solo in energia, il β_{eff} , è definito come:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	11	18

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_{n=1}^{\text{NP}} \beta_{\text{eff},n}$$

$$\text{con } \beta_{\text{eff},n} = \frac{\langle \chi_d^n \phi^*, \beta_n v \sigma_f \phi \rangle}{\langle \phi^*, F \phi \rangle}$$

e con NP che rappresenta il numero della famiglia dei precursori dei neutroni ritardati (prodotti di fissione in base al tempo di ritardo rispetto alla fissione).

Per ogni $\beta_{\text{eff},n}$ si dovrà risolvere l'equazione dell'importanza sia diretta che aggiunta e il termine di sorgente sarà quindi dato da:


$$\left(A^* - \frac{1}{k} F^* \right) \tilde{\Psi}^* = \frac{\beta_n \left[\chi_d^n \phi^* \right] v \Sigma_f(r, E)}{\langle \chi_d^n \phi^*, \beta_n v \sigma_f \phi \rangle} - \frac{\left[\chi \phi^* \right] v \Sigma_f(r, E)}{\langle \phi^*, F \phi \rangle} \quad \text{con } \tilde{\Psi}^* = \frac{\Psi^*}{\beta_{\text{eff},n}}$$

$$\left(A - \frac{1}{k} F \right) \tilde{\Psi} = \frac{\left[\beta_n v \Sigma_f \phi \right] \chi_d^n(E)}{\langle \chi_d^n \phi^*, \beta_n v \sigma_f \phi \rangle} - \frac{\left[v \Sigma_f \phi \right] \chi(E)}{\langle \phi^*, F \phi \rangle} \quad \text{con } \tilde{\Psi} = \frac{\Psi}{\beta_{\text{eff},n}}$$

La sensibilità totale (solo effetto indiretto) rispetto ad un generico parametro p sarà quindi dato da:

$$S(\beta_{\text{eff}}) = \frac{p}{\beta_{\text{eff}}} \frac{d\beta_{\text{eff}}}{dp} = \sum_{n=1}^{\text{NP}} \frac{\beta_{\text{eff},n}}{\beta_{\text{eff}}} S(\beta_{\text{eff},n})$$

Il calcolo di sensibilità al β_{eff} è stato ottenuto considerando 8 famiglie di precursori per i neutroni ritardati. E' stata messa a punto una procedura (non presente in ERANOS) che calcola le due sorgenti relative a ciascun β per famiglia e per tutti i nuclidi pesanti

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	12	18

considerati. Successivamente é stata modificata una procedura preesistente in ERANOS al fine di ottenere la sensibilità al β_{eff} per l'insieme delle famiglie.

7 Analisi di Incertezza

L'incertezza legata alle sezioni d'urto sul generico parametro integrale R (K_{eff} , variazioni di reattività, β_{eff}) [4] può essere determinata introducendo la matrice di varianza/covarianza D denominata BOLNA (dall'acronimo dei cinque Enti di Ricerca che hanno partecipato alla stesura e validazione, BNL, ORNL, LANL, NRG e ANL) a 15 gruppi d'energia e per 45 nuclidi. Questo ha comportato un'ulteriore condensazione energetica a 15 gruppi.

I termini della matrice D sono definiti nel modo seguente:

- D_{ii} : varianza della sezione d'urto di indice $i=(\text{nuclide, reazione, gruppo})$, dove la varianza è definita come: $V(x) = E[(x - E(x))^2]$
- D_{ij} : covarianza tra sezioni d'urto di indice $i=(n,r,g)$ e $j=(n',r',g')$, definita come $\text{cov}(x, y) = E[(x - E(x)) \cdot (y - E(y))]$ (x ed y sono le due sezioni d'urto considerate)

L'incertezza (deviazione standard) totale sul parametro integrale R può essere calcolata mediante la seguente espressione:

$$\varepsilon_R^2 = S_R^T \cdot D \cdot S_R$$

dove con i vettori S_R e S_R^T viene indicato la sensibilità, e la sua trasposta, del sistema che si vuol studiare relativa ad un certo sistema di Riferimento.

8 Risultati

a) Incertezza K_{eff} a Inizio Ciclo

Uncertainties by isotope (%)			$k_{eff} =$	1,02469		
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,008%	0,002%	0,003%	0,000%	0,001%	0,009%
²³⁸ U	0,171%	0,029%	0,105%	0,151%	1,135%	1,163%
²³⁸ Pu	0,024%	0,273%	0,174%	0,000%	0,005%	0,325%
²³⁹ Pu	0,135%	0,166%	0,090%	0,022%	0,102%	0,255%
²⁴¹ Am	0,350%	0,579%	0,121%	0,003%	0,134%	0,700%
^{242m} Am	0,001%	0,025%	0,002%	0,000%	0,001%	0,025%
²⁴³ Am	0,062%	0,067%	0,020%	0,001%	0,070%	0,117%
²³⁷ Np	0,009%	0,021%	0,005%	0,000%	0,010%	0,025%
²⁴³ Cm	0,000%	0,018%	0,001%	0,000%	0,000%	0,018%
²⁴⁴ Cm	0,018%	0,164%	0,034%	0,000%	0,004%	0,169%
²⁴⁵ Cm	0,004%	0,252%	0,035%	0,000%	0,004%	0,254%
²³ Na	0,015%	0,000%	0,000%	0,018%	0,194%	0,196%
⁵⁶ Fe	0,059%	0,000%	0,000%	0,040%	0,313%	0,321%
Total	0,423%	0,731%	0,259%	0,159%	1,207%	1,504%
<p>Note: Uncertainties are given in % (1%=1000 pcm).</p>						

b) Effetto Doppler (aumento di 1000K nel Combustibile e di 600K nel Fertile)

Uncertainties by isotope (%) on Doppler Contant of the whole core						
$k_{eff} =$	1,02303	$\Delta\rho =$	-0,159%			
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,008%	0,002%	0,003%	0,000%	0,001%	0,009%
²³⁸ U	0,171%	0,029%	0,105%	0,151%	1,135%	1,163%
²³⁸ Pu	0,024%	0,273%	0,174%	0,000%	0,005%	0,325%
²³⁹ Pu	0,135%	0,166%	0,090%	0,022%	0,102%	0,255%
²⁴¹ Am	0,350%	0,579%	0,121%	0,003%	0,134%	0,700%
^{242m} Am	0,001%	0,025%	0,002%	0,000%	0,001%	0,025%
²⁴³ Am	0,062%	0,067%	0,020%	0,001%	0,070%	0,117%
²³⁷ Np	0,009%	0,021%	0,005%	0,000%	0,010%	0,025%
²⁴³ Cm	0,000%	0,018%	0,001%	0,000%	0,000%	0,018%
²⁴⁴ Cm	0,018%	0,164%	0,034%	0,000%	0,004%	0,169%
²⁴⁵ Cm	0,004%	0,252%	0,035%	0,000%	0,004%	0,254%
²³ Na	0,031%	0,000%	0,000%	0,374%	0,028%	0,377%
⁵⁶ Fe	0,609%	0,000%	0,000%	0,220%	0,125%	0,659%
Total	0,740%	0,731%	0,259%	0,460%	1,156%	1,642%

Uncertainties by isotope (%) on Doppler Contant of the inner and outer core						
$k_{eff} =$	1,02310	$\Delta\rho =$	-0,152%			
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,009%	0,002%	0,003%	0,000%	0,001%	0,009%
²³⁸ U	0,192%	0,029%	0,104%	0,141%	1,123%	1,153%
²³⁸ Pu	0,024%	0,273%	0,174%	0,000%	0,005%	0,325%
²³⁹ Pu	0,135%	0,166%	0,090%	0,022%	0,102%	0,255%
²⁴¹ Am	0,382%	0,575%	0,121%	0,003%	0,133%	0,713%
^{242m} Am	0,001%	0,025%	0,002%	0,000%	0,001%	0,025%
²⁴³ Am	0,068%	0,067%	0,020%	0,001%	0,067%	0,118%
²³⁷ Np	0,011%	0,021%	0,005%	0,000%	0,009%	0,025%
²⁴³ Cm	0,000%	0,017%	0,001%	0,000%	0,000%	0,017%
²⁴⁴ Cm	0,018%	0,163%	0,034%	0,000%	0,003%	0,168%
²⁴⁵ Cm	0,004%	0,249%	0,035%	0,000%	0,003%	0,251%
²³ Na	0,030%	0,000%	0,000%	0,370%	0,035%	0,373%
⁵⁶ Fe	0,544%	0,000%	0,000%	0,195%	0,117%	0,589%
Total	0,710%	0,727%	0,258%	0,442%	1,144%	1,613%

Note: $\Delta\rho$ is in % (1%=1000 pcm)

Note: Uncertainties are given in % of the reactivity effect ($\Delta\rho$)

c) Vuoto di Sodio (Na ridotto dell'82.4% solo nell'elemento di Combustibile, Gas Plenum e Upper Plug compresi)

Uncertainties by isotope (%) on the Na void effect in the inner and outer core						
$k_{\text{eff}} =$	1,04080	$\Delta\rho =$	1,510%			
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,008%	0,002%	0,003%	0,000%	0,001%	0,009%
²³⁸ U	0,174%	0,030%	0,106%	0,181%	1,148%	1,180%
²³⁸ Pu	0,024%	0,273%	0,174%	0,000%	0,005%	0,325%
²³⁹ Pu	0,135%	0,166%	0,090%	0,022%	0,102%	0,255%
²⁴¹ Am	0,355%	0,586%	0,123%	0,003%	0,137%	0,709%
^{242m} Am	0,001%	0,026%	0,002%	0,000%	0,001%	0,026%
²⁴³ Am	0,063%	0,068%	0,020%	0,001%	0,072%	0,119%
²³⁷ Np	0,009%	0,021%	0,005%	0,000%	0,010%	0,026%
²⁴³ Cm	0,000%	0,018%	0,001%	0,000%	0,000%	0,018%
²⁴⁴ Cm	0,018%	0,167%	0,035%	0,000%	0,004%	0,172%
²⁴⁵ Cm	0,004%	0,257%	0,035%	0,000%	0,004%	0,259%
²³ Na	0,016%	0,000%	0,000%	0,098%	0,469%	0,479%
⁵⁶ Fe	0,258%	0,000%	0,000%	0,243%	0,072%	0,362%
Total	0,497%	0,739%	0,260%	0,319%	1,256%	1,594%

Uncertainties by isotope (%) on the Na void effect in the INNER core						
$k_{\text{eff}} =$	1,03651	$\Delta\rho =$	1,112%			
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,016%	0,004%	0,007%	0,001%	0,002%	0,018%
²³⁸ U	0,360%	0,086%	0,287%	0,414%	2,683%	2,755%
²³⁸ Pu	0,059%	0,817%	0,474%	0,002%	0,012%	0,946%
²³⁹ Pu	0,330%	0,459%	0,234%	0,072%	0,244%	0,663%
²⁴¹ Am	0,822%	1,820%	0,367%	0,014%	0,317%	2,055%
^{242m} Am	0,003%	0,068%	0,005%	0,000%	0,001%	0,068%
²⁴³ Am	0,146%	0,214%	0,061%	0,004%	0,146%	0,303%
²³⁷ Np	0,022%	0,065%	0,014%	0,001%	0,018%	0,072%
²⁴³ Cm	0,000%	0,048%	0,003%	0,000%	0,000%	0,048%
²⁴⁴ Cm	0,041%	0,492%	0,101%	0,001%	0,008%	0,504%
²⁴⁵ Cm	0,009%	0,680%	0,088%	0,000%	0,007%	0,685%
²³ Na	0,015%	0,000%	0,000%	0,070%	0,208%	0,220%
⁵⁶ Fe	0,542%	0,000%	0,000%	0,598%	1,396%	1,612%
Total	1,112%	2,227%	0,720%	0,735%	3,061%	4,077%


Uncertainties by isotope (%) on the Na void effect in the OUTER core						
$k_{eff} =$	1,02927	$\Delta\rho =$	0,434%			
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,055%	0,014%	0,024%	0,002%	0,005%	0,062%
²³⁸ U	1,275%	0,217%	0,739%	0,783%	7,289%	7,481%
²³⁸ Pu	0,165%	1,852%	1,172%	0,002%	0,029%	2,198%
²³⁹ Pu	0,915%	1,158%	0,623%	0,110%	0,589%	1,710%
²⁴¹ Am	2,401%	3,964%	0,806%	0,014%	0,753%	4,764%
^{242m} Am	0,007%	0,172%	0,014%	0,000%	0,003%	0,173%
²⁴³ Am	0,428%	0,462%	0,134%	0,004%	0,382%	0,749%
²³⁷ Np	0,070%	0,142%	0,031%	0,001%	0,052%	0,170%
²⁴³ Cm	0,001%	0,118%	0,007%	0,000%	0,000%	0,118%
²⁴⁴ Cm	0,113%	1,097%	0,225%	0,001%	0,020%	1,125%
²⁴⁵ Cm	0,025%	1,692%	0,242%	0,000%	0,019%	1,709%
²³ Na	0,104%	0,000%	0,000%	0,158%	1,083%	1,099%
⁵⁶ Fe	0,401%	0,000%	0,000%	0,167%	1,648%	1,704%
Total	2,937%	4,987%	1,757%	0,824%	7,621%	9,765%

d) β_{eff} (frazione di neutroni ritardati)

Uncertainties by isotope (%) on β_{eff}						
β_{eff} (pcm)=	225,8					
	σ_{cap}	σ_{fiss}	ν	σ_{el}	σ_{inel}	Total
²³⁵ U	0,010%	0,002%	0,003%	0,000%	0,001%	0,011%
²³⁸ U	0,283%	0,030%	0,107%	0,145%	1,126%	1,175%
²³⁸ Pu	0,035%	0,213%	0,053%	0,000%	0,004%	0,222%
²³⁹ Pu	0,183%	0,150%	0,116%	0,009%	0,086%	0,277%
²⁴¹ Am	0,466%	0,555%	0,120%	0,005%	0,142%	0,748%
^{242m} Am	0,001%	0,017%	0,001%	0,000%	0,000%	0,018%
²⁴³ Am	0,086%	0,067%	0,020%	0,001%	0,044%	0,119%
²³⁷ Np	0,018%	0,018%	0,005%	0,000%	0,004%	0,026%
²⁴³ Cm	0,000%	0,007%	0,001%	0,000%	0,000%	0,007%
²⁴⁴ Cm	0,018%	0,136%	0,031%	0,000%	0,003%	0,141%
²⁴⁵ Cm	0,004%	0,121%	0,027%	0,000%	0,003%	0,124%
²³ Na	0,015%	0,000%	0,000%	0,017%	0,172%	0,174%
⁵⁶ Fe	0,061%	0,000%	0,000%	0,039%	0,305%	0,314%
Total	0,586%	0,644%	0,211%	0,151%	1,191%	1,498%

Note: $\Delta\rho$ is in % (1%=1000 pcm)

Note: Uncertainties are given in % of the reactivity effect ($\Delta\rho$)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	17	18


9 Conclusioni

La partecipazione al Benchmark ha consentito ad ENEA di migliorare l'esperienza nella stima delle incertezze associate ai parametri integrali di interesse nella progettazione del nocciolo soprattutto quelli inseriti in un contesto di attività progettuali di nostro interesse (LFR).

Sono state sviluppate procedure di calcolo basate sulla teoria perturbativa (sia standard che in forma generalizzata) che hanno consentito lo svolgimento delle analisi richieste per il Benchmark.

I risultati delle analisi svolte hanno confermato la validità di tali procedure ed in generale in sono apparsi linea con gli altri partecipanti internazionali.

Nel calcolo dell'incertezza associata al β_{eff} (GPT) sono state riscontrate alcune discrepanze rispetto ai risultati conseguiti da altre organizzazioni, probabilmente dovute al fatto di aver considerato nel calcolo delle sensibilità solo l'effetto indiretto. L'analisi completa della sensibilità (effetto diretto + indiretto) potrebbe eventualmente essere proposto nelle prossime annualità dell'AdP al fine di incrementarne l'affidabilità delle procedure utilizzate.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS ó LP2 ó 114	0	L	18	18

Riferimenti

- [1] G. Rimpault et al., 'The ERANOS code and data system for fast reactor neutronic analyses', Proc. PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
- [2] A. Gandini, G. Palmiotti, M. Salvatores, "Equivalent Generalized Perturbation Theory (EGPT)", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 13, No 3, pp. 109-114, 1986
- [3] A. Gandini, "Generalized Perturbation Theory (GPT) Methods. A Heuristic Approach", in *Advances in Nuclear Science and Technology*, Vol. 19, Plenum Press, New York, 1987.
- [4] A. Gandini, "Uncertainty Analysis and Experimental Data Transposition Methods Based on Perturbation Theory" in *Handbook of Uncertainty Analysis*, Y. Ronen Ed., CRC Press, Boca Raton, Florida, 1988.