

Sviluppo e Applicazioni di Metodologie Monte Carlo per le Valutazioni Neutroniche in supporto alle Analisi di Sicurezza dei Reattori Nucleari in Operazione

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico
Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione
Argomenti trattati: Metodi Monte Carlo
 Neutronica
 Reattori Nucleari Evolutivi
 Calcoli di Schermaggio
 Tecniche Riduzione della Varianza

Sommario

Questo studio riguarda l'utilizzo del metodo DSA (Direct Statistical Approach) per la produzione dei coefficienti di riduzione della varianza per un calcolo Monte Carlo, qui applicato al codice di calcolo MCNP6.1 mediante patch. Lo studio proposto, svolto nell'ambito di una collaborazione con l'IRSN (Istituto per la Radioprotezione e la Sicurezza Nucleare francese) analizza l'estensione di DSA, che riguarda risposte per problemi in penetrazione profonda durante calcoli a sorgente fissa, a una successiva versione per problemi di autovalore. Si richiede infatti un'analisi delle differenze nei risultati prodotti dalle due versioni e se ne ricercano le motivazioni: il disaccoppiamento, che consegue alla normale soluzione di problemi di autovalore con risposte di penetrazione profonda, risulta in una soluzione di un problema in sorgente fissa. È stato qui usato in un modello di reattore Gen-III, con risposte di flusso neutronico oltre 100 keV e 1 MeV, danneggiamento dpa da neutroni e fotoni in 4 posizioni angolari sulla superficie del vessel; il tutto a 3 livelli di altezza lungo la dimensione assiale: mezzeria del nocciolo, altezza dei supporti sotto la parte attiva e a una quota ancora inferiore. Queste risposte sono scelte come esempi di problemi in penetrazione profonda. Per esse sono state considerate differenti conformazioni di sorgente di fissione all'interno del nocciolo: omogenea, unico profilo assiale e scansione radiale per assemblaggio, profilo assiale dipendente dall'assemblaggio oltre alla scansione radiale per assemblaggio, una definizione "pin-by-pin" con scansione assiale, un'ulteriore scansione pin-by-pin con una scansione anche radiale a 2 raggi del pin stesso. È indagato anche l'effetto della scelta dello spettro di Watt di fissione: default del codice MCNP6.1, tipico di ²³⁵U e di ²³⁹Pu. Ne risulta significativo l'impatto ed emergono alcune raccomandazioni per la definizione di una sorgente congrua ad analisi di penetrazione profonda, come il danneggiamento al vessel per analisi in supporto all'estensione di vita degli impianti nucleari in esercizio.

Note

Autori:

K.W. Burn, P. Console Camprini

Copia n.		In carico a:				
2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23-11-2018	NOME	K. W. Burn	F. Padoani	F. Rocchi
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

Indice

1.	Introduzione.....	3
2.	Estensione di vita degli Impianti Nucleari in Esercizio.....	5
3	Problema del Danneggiamento del Vessel	7
4	Modello di Reattore Gen-III	8
5	Metodologia di calcolo.....	11
6	Conclusioni	13
7	Riconoscimenti.....	14
8	Bibliografia	14

1. Introduzione

Lo studio sviluppato nel presente rapporto si pone in continuità rispetto all'analisi condotta durante la precedente annualità di Accordo di Programma (AdP), nell'ambito della Linea Progettuale 1 (LP1), in merito allo sviluppo e all'implementazione di metodi Monte Carlo innovativi per l'analisi neutronica a supporto dell'analisi e della progettazione di sistemi nucleari. Tali metodi sono implementati all'interno del codice di calcolo Monte Carlo MCNP6.1, che consente lo studio del trasporto di neutroni e fotoni.

La risoluzione di problemi di penetrazione profonda, per risposte distanti dalla sorgente nello spazio delle fasi, viene normalmente risolta mediante problemi in sorgente fissa con un opportuno insieme di parametri di riduzione della varianza. Mediante l'algoritmo DSA (Direct Statistica Approach), sviluppato presso ENEA, si è introdotta la possibilità di produrre questi coefficienti di riduzione della varianza mediante la minimizzazione del secondo momento associato alla funzione risposta, e inoltre la capacità di soddisfare allo stesso tempo un set di molte risposte all'interno della stessa simulazione, ancorché di sorgente fissa [1]. Questo strumento prevede la soluzione efficace di molti problemi in penetrazione profonda, a patto che sia prodotta preliminarmente una sorgente in grado di descrivere il problema: sia nel caso venga fornita dal modello, sia nel caso sia opportuno produrla. Nel caso di problemi di autovalore, risulta quindi necessario produrre, a priori, una sorgente non nota ma strettamente legata all'autofunzione del flusso neutronico (detta forma principale) nel sistema moltiplicante. Questo comporta quindi il disaccoppiamento del problema in una successione di due simulazioni, con una potenziale perdita di adesione al modello e l'introduzione di approssimazioni.

Per ovviare a questo disaccoppiamento, è stato sviluppato un ulteriore modulo del DSA che consenta di effettuare riduzione della varianza all'interno di un problema di autovalore, consentendo di ottenere la risposta desiderata, allo stesso tempo in cui viene calcolato il coefficiente di moltiplicazione effettivo del sistema, senza di fatto perturbare quest'ultimo ed effettuando un unico calcolo [2].

Questo nuovo approccio simulativo, testato su un benchmark di un reattore Gen-III ed esposto nel rapporto precedente di questa linea di attività, mostra una sensibile differenza di risultati per rivelatori ex-nocciolo (neutroni e fotoni) tale da restituire dei risultati non disaccoppiati (DSA) di circa il 10% maggiori rispetto al caso disaccoppiato (creazione della sorgente e uso del DSA in modalità di sorgente fissa) [3].

Risulta opportuno ora quindi porsi il problema della natura di queste discrepanze, nel senso in cui una differente modalità di preparare il modello e la sua procedura possa aver influito nella descrizione fisica del problema trattato.


Infatti il disaccoppiamento, mediante MCNP6.1, prevede la soluzione di un problema successivo con sorgente fissa, in cui può essere utilizzato uno spettro di sorgente di fissione utilizzato per tutte le particelle campionate: mediando e controllando fortemente la generazione della particella a prescindere dalla composizione dei nuclei del combustibile [4].

Il presente studio ha quindi lo scopo di verificare innanzitutto la dipendenza delle risposte di interesse dallo spettro di generazione, in modo da effettuare un confronto con le discrepanze presentate dal confronto fra il metodo DSA accoppiato e disaccoppiato.

Vengono risolti quindi i problemi in sorgente fissa, a seguito del disaccoppiamento, con 3 differenti spettri di generazione proposti da MCNP6.1: lo spettro di Watt di riferimento per un nuclide fissile, lo spettro di Watt per la fissione termica dell'²³⁵U, lo spettro di Watt per la fissione termica del ²³⁹Pu.

Secondariamente in questa analisi, interessa poi calcolare l'impatto della rappresentazione geometrica di una sorgente di fissione diffusa nel nocciolo, rispetto alle risposte di penetrazione profonda di interesse. Vengono quindi considerate alcune forme di distribuzione di fissione, per un dato valore di potenza:

- sorgente omogenea all'interno della zona attiva
- sorgente rappresentata mediante un profilo assiale, di alcune decine di elementi, (costante) con una risoluzione radiale che dipende dall'assemblaggio
- sorgente rappresentata mediante un profilo assiale, di alcune decine di elementi, per ogni assemblaggio, nonché una distribuzione radiale che è funzione dell'assemblaggio

	Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-120	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 4	di 14
---	-------------------------	---	-----------	---------------	-----------	----------

- sorgente rappresentata mediante una rappresentazione ago per ago, ciascun ago con la sua propria suddivisione assiale, di alcune decine di elementi
- sorgente rappresentata mediante una rappresentazione ago per ago, ciascun ago con la sua propria suddivisione assiale, inoltre una suddivisione radiale in 2 elementi in simmetria cilindrica

I risultati sono ottenuti e poi confrontati e alcune considerazioni sono espone. Le simulazioni sono eseguite per un modello di reattore innovativo di generazione Gen-III, mediante il codice di calcolo Monte Carlo MCNP6.1.

I parametri di riduzione della varianza sono prodotto mediante il codice DSA implementato nello stesso MCNP6.1.

Lo studio proposto ha particolare rilevanza per le metodologie impiegate, utili nella determinazione per via simulativa dello stato di deterioramento del vessel di un impianto nucleare a seguito di numerosi anni di vita operativa.

Il notevole interesse tecnologico in questo frangente è motivato dall'approssimarsi alla fine della vita utile inizialmente prevista di una notevole frazione del parco di impianti nucleari presenti in tutte le principali economie mondiali che hanno ricorso a questa fonte nel loro mix energetico.

2. Estensione di vita degli Impianti Nucleari in Esercizio

Un totale di 450 reattori nucleari producono circa l'11% del fabbisogno totale di elettricità in tutto il mondo. Secondo l'Agenzia internazionale per l'energia atomica (AIEA), gli Stati Uniti attualmente gestiscono 99 reattori, diventando così il paese con la maggior parte delle unità in operazione, seguito dalla Francia con 58 unità.

Queste due realtà costituiscono casi di studio e di riferimento in merito alla progettazione, realizzazione, gestione e manutenzione di un parco nucleare nazionale che costituisce una porzione importante del fabbisogno energetico elettrico: 72% per la Francia, circa 20% per gli Stati Uniti d'America (dati al 2016).

La progettazione di questi impianti è stata effettuata prevedendo una vita utile operativa di circa 30 anni. La concezione di questi impianti però doveva renderli capaci di resistere a sollecitazioni incidentali notevoli, in modo da garantire il loro esercizio in tutta tranquillità: sono stati così introdotti dei criteri di realizzazione che prevedevano notevoli coefficienti e margini di sicurezza.

A completamento della vita prevista e a seguito dell'evoluzione tecnologica di questo trentennio, si ritiene quindi possibile oggi l'estensione della vita utile dei reattori grazie alla loro comprovata capacità di fronteggiare alcuni decenni di utilizzo oltre quelli previsti, a fronte di alcune opere di ammodernamento e manutenzione ragionevolmente più convenienti di una loro demolizione e una successiva costruzione di nuove unità.

L'approccio di estensione della vita, risulta particolarmente importante nei parchi nucleari delle maggiori potenze economiche occidentali, a seguito della loro età media che è già prossima a quella massima prevista nel caso di nessun tipo di intervento o migliona.

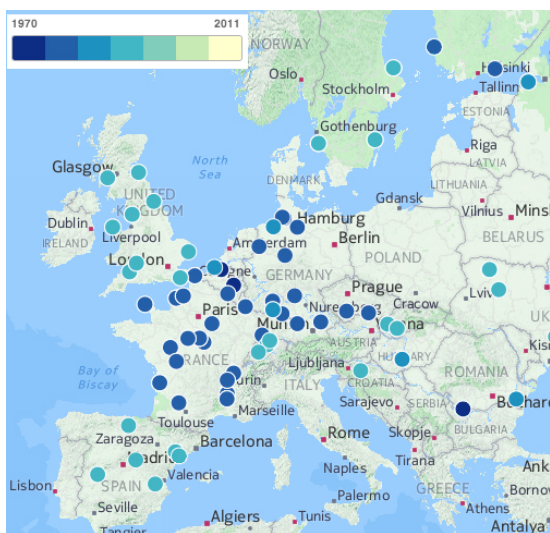


Fig. 1 Centrali nucleari in Europa e anno di costruzione

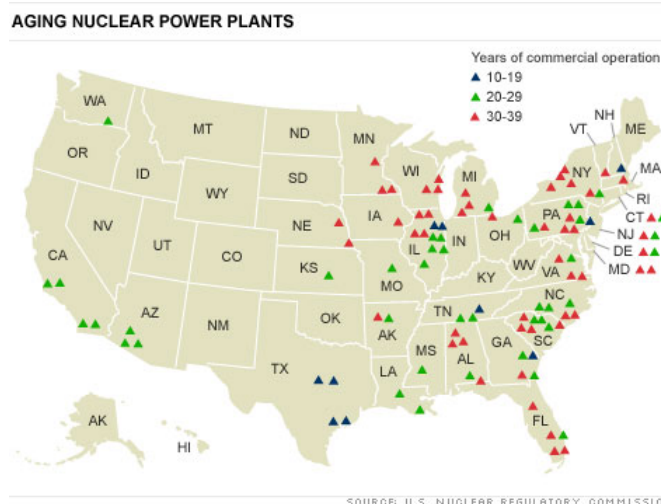


Fig. 2 Centrali nucleari in USA: anni di operatività

Infatti, in Francia, sono stati commissionati 34 reattori da 900 MWe, tra il 1978 e il 1988; essi costituiscono la porzione del parco nucleare francese con il maggior numero di anni di servizio. La loro età media è di 31 anni, che deve essere confrontata con i 25 anni di vita operativa per i 20 reattori di 1.300 MWe e i 15 anni che contano all'attivo i 4 reattori di 1.450 MWe [5].

Tuttavia, il processo di permessi e controlli che assicurano il funzionamento continuato dei 34 reattori da 900 MWe oltre i 40 anni non è stato ancora completato. Infatti soltanto 21 reattori hanno ricevuto l'autorizzazione dall'Autorità per la Sicurezza Nucleare (ASN) per operare fino a 40 anni.

Il problema di poter verificare l'operatività in sicurezza degli impianti nucleari, e di poterne garantire il funzionamento a seguito di un'estensione della vita inizialmente prevista, è comune a tutto il parco nucleare europeo, nonché a quello di altri grandi paesi che hanno costruito sull'energia nucleare una porzione importante del loro approvvigionamento di potenza per utilizzo civile e industriale.

Nello scenario europeo appare rilevante anche il caso del Belgio che, nonostante la normativa per la dismissione del parco nucleare nazionale risalente al 2003, ha approvato l'estensione di vita di 2 reattori della centrale nucleare di Doel, vicino Anversa (Doel1 e Doel2), che avrebbero dovuto essere definitivamente spenti nel 2015. È stata infatti varata una normativa che ne prevede il funzionamento fino al 2025, raggiungendo i 50 anni di vita operativa. Inoltre nel 2014, il governo ha deciso di prorogare per un periodo di ulteriori 10 anni l'operatività del reattore Tihange 1 (sulla Mosa, nei pressi di Liegi), entrato in funzione nel 1975.

Negli Stati Uniti poi, 84 reattori su 99 hanno già ricevuto la licenza per essere sfruttati fino a 60 anni, di cui circa una trentina della stessa tecnologia dei reattori francesi, cioè quella di reattori ad acqua in pressione (PWR, Pressurized Water Reactor) [6]

In Francia, scenario nucleare di riferimento in Europa sia per numero di impianti in operazione e sia per la maggior frazione di potenza elettronucleare prodotta, la legge non stabilisce un limite temporale a priori per il funzionamento di una centrale elettrica. L'operatore degli impianti nucleari Electricité de France (EDF) deve infatti dimostrare, con cadenza decennale, la capacità dell'impianto di funzionare correttamente fino alla prossima visita decennale, sia presupponendo un funzionamento normale sia considerando le varie possibili eventualità di danneggiamento o deperimento dell'infrastruttura.

La maggior parte dei reattori nucleari sta quindi invecchiando; i loro componenti sono influenzati dal tempo, dall'ambiente e dalle ripetute sollecitazioni relative al funzionamento dell'impianto. Affaticamento meccanico, usura, corrosione, invecchiamento termico o irradiazione possono ridurre le loro prestazioni poco a poco, con conseguenze per la sicurezza che devono quindi essere tenute in considerazione: con analisi estensive ad ogni controllo decennale e con verifiche continuate durante tutti gli istanti della vita operativa. I decreti normativi francesi sul monitoraggio del funzionamento degli impianti nucleari con dispositivi in pressione obbligano l'operatore a implementare tutti i mezzi di indagini tecnico-scientifica per caratterizzare tutti i materiali e conoscere le eventuali modifiche alle loro proprietà, nonché l'impatto potenziale che hanno sul mantenimento dell'integrità globale della centrale.

Questo processo viene eseguito sotto il controllo dell'ASN, che effettua verifiche di applicazione della normativa vigente e si avvale della collaborazione dell'istituto preposto alla consulenza tecnica e alle verifiche di sicurezza in ambito nucleare: l'Istituto per la Radioprotezione e la Sicurezza Nucleare (IRSN).

Tutte le opere di ammodernamento e adeguamento degli impianti sono state racchiuse in un unico piano su tutto il parco nucleare francese soprannominato "Grand Carénage", che ha iniziato ad essere messo in opera nel 2014 e si prevede continuerà fino al 2025. Esso consta di un progetto di ingegneria unico nel suo genere, a partire dalle fasi di analisi e progettazione fino a quelle realizzative e di collaudo. Inoltre ha comportato l'istituzione di un opportuno organismo atto al coordinamento continuo a livello nazionale dell'amministrazione e della collocazione delle risorse economiche e infrastrutturali. EDF ha poi inaugurato una banca dati centralizzata per una gestione ottimizzata di tutta la componentistica dei vari impianti, in modo da ordinare in priorità le opere di intervento, ottimizzando l'uso delle scorte [7].

Analogamente alla Francia, anche USA e altri paesi a pesante penetrazione nucleare si stanno ponendo il problema di implementare tutta una serie di linee di attività di ricerca a supporto alle operazioni di tecnologia necessarie a far fronte a queste importanti sfide di progettazione.

3 Problema del Danneggiamento del Vessel

Il principale criterio di definizione della vita utile di un impianto nucleare consiste nel valutare la durata del componente massivo che racchiude al suo interno tutta la zona attiva: l'insieme cioè del combustibile, del refrigerante e degli elementi strutturali incaricati di mantenerne l'integrità meccanica.

L'acciaio del vessel deve però essere in grado di resistere all'elevata pressione al suo interno, anche a seguito di numerosi anni di esercizio, durante i quali è sottoposto a un prolungato e intenso flusso neutronico.

L'irradiazione degli acciai da parte dei neutroni ha l'effetto di allontanare molti atomi dai loro sito iniziale, che compone la struttura cristallina. Questi atomi vengono quindi inseriti in posizioni casuali nel reticolo (vengono chiamati interstizi) e di conseguenza lasciano alcuni siti vacanti chiamati lacune.

Gli spostamenti degli atomi sono in cascata, un atomo direttamente espulso da un neutrone genera alcuni urti con altri, che a loro volta propagano l'anomalia strutturale in molti altri fino a creare quindi una densità locale di atomi interstiziali e lacune. Può poi sopravvenire una fase di ricombinazione in cui gli interstiziali e gli spazi vuoti vicini scompaiono per semplice interazione elastica dovuta alla distorsione del reticolo. L'irradiazione produce così una forte sovrasaturazione in difetti liberi che tendono a diffondersi e riunirsi in gruppi.

Questo deterioramento della struttura della materia che forma l'acciaio strutturale, ne comporta la compromissione delle proprietà meccaniche, facendo sì che la durata nel tempo sia assolutamente diversa da quella che si avrebbe nel caso di un impianto convenzionale in pressione, che non preveda l'utilizzo di radiazioni, in particolare di flussi neutronici.

La progettazione di un componente in acciaio prevede sempre l'utilizzo nella fase in cui esso offra una risposta elastica ai carichi, questo ampiamente soddisfatto dalle convenzionali condizioni operative. Esso quindi non è assunto essere fragile, cioè non può presentare rottura di schianto senza allungarsi. Questa opzione è normalmente possibile a bassa temperatura, in condizioni che si conoscono essere largamente differenti da quelle tipiche di un impianto a vapore. Gli acciai si infragiliscono normalmente al di sotto di una certa temperatura, propriamente detta "di transizione duttile-fragile".

Il caso della presenza dell'irraggiamento neutronico però pone un'eccezione in questa descrizione. Infatti si verifica sperimentalmente uno spostamento della temperatura di transizione fra lo stato di duttilità e quello di fragilità del materiale, a seguito di irraggiamento prolungato di neutroni, in particolare con energie al di sopra di 100 keV, e maggiormente per neutroni con energia maggiore di 1 MeV. Tale temperatura purtroppo aumenta, approssimandosi a quella di esercizio, al crescere dell'integrale nel tempo del flusso ricevuto; tale spostamento verso l'alto è direttamente proporzionale alla fluenza di neutroni con energia al di sopra di 100 keV-1 MeV.

Per questo motivo un filone molto importante di ricerca è sorto in questi ultimi anni, ed è costituito da tutte quelle tecniche sperimentali e simulative che consentono di analizzare approfonditamente il comportamento delle dislocazioni interstiziali, fino a produrre strumenti di simulazioni numerica che consentano di descriverne l'evoluzione e quantificarne l'entità [8].

Il danneggiamento al reticolo dell'acciaio del vessel prodotto dall'irraggiamento neutronico viene normalmente quantificato da un parametro definito come dpa (dislocazione per atomo), la cui determinazione richiede la soluzione di problemi di trasporto di particelle (neutroni ma anche fotoni) all'interno del sistema in esame. Inoltre, la determinazione del flusso neutronico in posizioni esterne al nocciolo, come il vessel o addirittura in posizioni più lontane dalla regione dove i neutroni vengono prodotti, richiede la soluzione di problemi detti "di penetrazione profonda", che possono essere risolti mediante opportuni metodi numerici fra i quali le tecniche Monte Carlo.

In questo rapporto sono brevemente presentate alcune attività di ricerca e simulazioni in merito alla determinazione di alcuni parametri significativi nella determinazione del danno al vessel.

4 Modello di Reattore Gen-III

Per questa analisi è stato utilizzato un modello di reattore evolutivo di terza generazione Gen-III, simile alla configurazione dell'EPR francese. Le porzioni strutturali e la componentistica di dettaglio che afferiscono al reattore sono state rappresentate in una forma semplificata, non costituendo parametri che possano avere un impatto significativo sui risultati e sulla presente trattazione.

Il nocciolo proposto è progettato per una produzione di potenza termica pari a circa 4300 MW_{th}, corrispondenti a una generazione elettrica di 1650 MW_e.

La macchina è costituita da 3 circuiti, il refrigerante è ovviamente acqua leggera che funge anche da moderatore. Il fluido entra nella parte attiva del nocciolo a una temperatura di circa 295 °C, e viene prelevato a seguito di un incremento medio di temperatura pari a 35 °C. Si assume una temperatura media all'interno del nocciolo pari a circa 315°C.

Mediante il codice MCNP6.1 [9] è stata riprodotta la parte attiva, quindi gli elementi di combustibile, il riflettore in acciaio, il vessel interno, il circuito discendente del fluido e infine il vessel. È stato poi inserito nel modello il pozzo reattore unitamente alla struttura in calcestruzzo circostante, e sottostante.

Nella parte attiva, un ruolo di particolare importanza è svolto dal riflettore interno che si situa in questa posizione a protezione del vessel, in modo da attenuare il flusso neutronico che poi ne possa costituire elemento di indebolimento delle prestazioni meccaniche di resistenza all'elevata pressione interna (circa 150 atm), necessaria a prevenire l'ebollizione del refrigerante. Il riflettore è costituito da acciaio inossidabile 18-10, con penetrazioni di acqua, risolte a livello di modellizzazione con una frazione volumetrica di pari a circa 5%, considerata a 303°C e 150 atm.

L'ingombro diametrale della parte attiva, comprensiva del riflettore radiale, è pari a circa 4150 mm. Una sottile intercapedine di alcuni millimetri è poi seguita, procedendo verso gli involucri più esterni, dal vessel interno (barrel).

Esternamente è poi ospitato il volume di refrigerante che fluisce provenendo dagli scambiatori di calore dei fasci tubieri di caldaia e scorre verticalmente verso il basso del recipiente in pressione per poter poi essere sospinto verso l'alto e attraversare la zona attiva, sottraendo calore agli elementi di combustibile, sede delle reazioni di fissione. Questa porzione riguarda un guscio cilindrico di notevole spessore. La parte attiva di estende per un'altezza di circa 4200 mm. Nell'estensione assiale di tale dimensione, ogni elemento di combustibile ospita 8 elementi di mescolamento, costituiti da apposite griglie.

Il nocciolo è costituito da un reticolo di assemblaggi di combustibile a ossidi di uranio (UO_x), nella composizione corrispondente a fine del ciclo di bruciamento (end of cycle). Si fa notare come il contenuto di plutonio sia tale da essere rilevante nella caratterizzazione neutronica della sorgente di fissione, e soprattutto del relativo spettro.

La parte attiva è formata da 241 elementi di combustibile, disposti in reticolo modulare quadrato, di passo pari a circa 21,5 cm. Nella configurazione a inizio ciclo, essi presentano 3 differenti arricchimenti nell'isotopo ²³⁵U, all'interno del legame di ossido di uranio (UO_x): circa 1%, 3% e 4% in composizione atomica (con densità teorica di circa 10,96 g/cm³). La configurazione che è considerata invece nella presente analisi riporta una suddivisione degli arricchimenti in 38 composizioni, ad ognuna delle quali sono associate 4 oppure 8 posizioni nella mappa degli assemblaggi, in una simmetria centrale nella disposizione del combustibile e delle sue composizioni a seguito di bruciamento. Tutti gli assemblaggi riportano combustibile drogato con concentrazioni di ossido di gadolinio (Gd₂O₃) pari a circa 8% in massa, tranne che per 26 posizioni (corrispondenti a 4 composizioni).

Ogni elemento di combustibile ospita le pastiglie di ossido di uranio, allineate verticalmente a costituire l'ago (pin) di combustibile propriamente detto. Queste sono arrangiate in un reticolo 17x17 a disposizione quadrata anch'essa, di passo pari a circa 1,20 cm. La dimensione globale è pari a circa 21cm x 21cm a definire l'ingombro di ogni assemblaggio. Essi sono disposti con una minima intercapedine fra di essi in modo da

accomodare le tolleranze di fabbricazione, le dilatazioni termiche e l'inserimento da parte della macchina di carico e scarico.

Ogni assemblaggio ospita quindi 265 barre (rod) di combustibile, in quanto le posizioni totali 289 (pari a 17×17) vengono diminuite di 24 unità che non contengono una barra ma che consistono in un elemento strutturale che si incarica della tenuta meccanica dell'intero assemblaggio. Per gli elementi di combustibile che ospitano drogaggio in gadolinio, le 265 barre si dividono in 253 contenenti combustibile e 12 contenenti ossido di gadolinio. I restanti 26 assemblaggi alloggiando quindi tutte le 265 barre ospitanti elementi di ossido di uranio, senza gadolinio e con la relativa composizione dovuta al periodo di bruciamento.

Il modello di calcolo è stato preparato in una modalità per cui le dimensioni siano quelle dei componenti a temperatura ambiente, con opportune semplificazioni dimensionali che però non costituiscono un parametro rilevante nelle considerazioni dei risultati ottenuti. Le temperature del nocciolo e dei componenti sono invece state considerate come da valori medi di riferimento in condizioni nominali, con il reattore in funzione.

Per questo motivo il combustibile e tutti i materiali interni al nocciolo sono stati rappresentati con una temperatura pari a 327°C (600 K): il combustibile (contenente il materiale fissile, fissionabile e i prodotti di fissione anche nella modalità drogata con il gadolinio), la guaina del combustibile in lega di zirconio (zircalloy Zy-4), gli acciai strutturali degli assemblaggi di combustibile e la scatola.

Il cemento esterno che costituisce il pozzo reattore, sia lateralmente che nella parte inferiore, è stato rappresentato con una temperatura di 20°C (293 K).

Le tabelle di interazione per i calcoli di trasporto e per i risultati sono state quelle relative ai neutroni e ai fotoni, siccome entrambe le particelle sono state simulate. I dati nucleari per i neutroni sono quelli del set di sezioni d'urto ENDF/B-VII.1x [10], rilasciate assieme al codice di calcolo MCNP6.1, mentre per i dati di interazione foto-nucleare il set utilizzato è quello MCPLIB04 [11]. I dati per le sezioni d'urto corrispondenti a stati legati delle molecole del moderatore acqua leggera, $S(\alpha, \beta)$ sono invece quelli del set ENDF/B-VII.0 a 293 K e 600 K [12]. Il calcolo dpa è effettuato mediante funzioni di risposta opportune DPA neutroni e gamma [13].

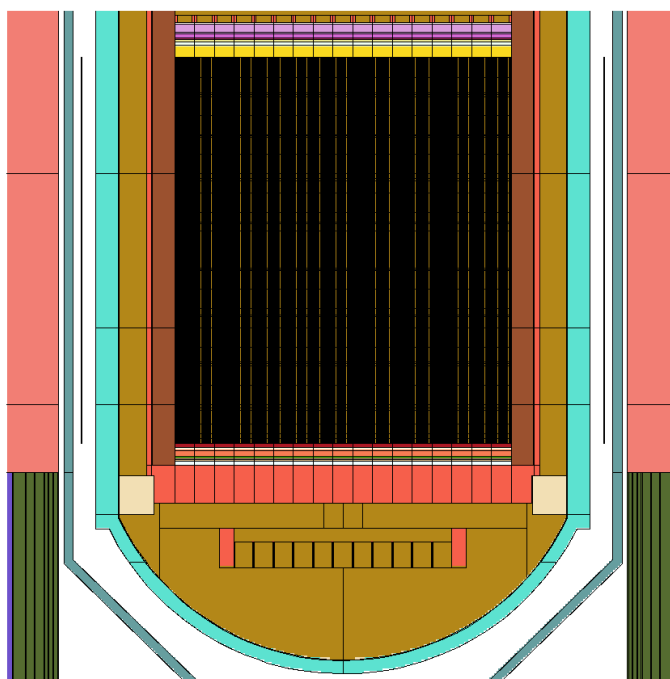


Fig. 3 Sezione verticale del modello di reattore Gen-III, parte attiva e inferiore del vessel

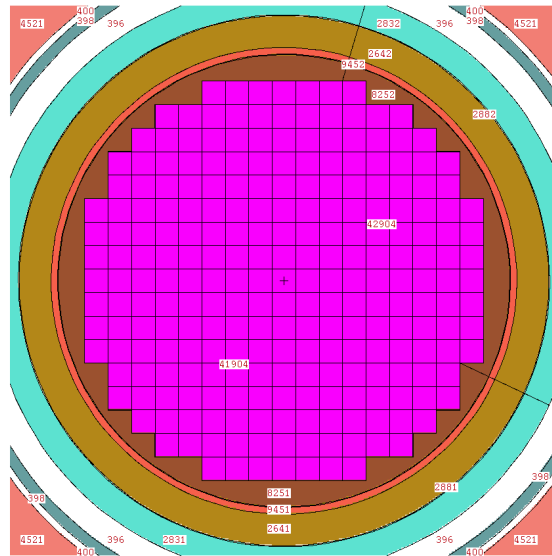


Fig. 4 Sezione orizzontale parte inferiore degli assemblaggi

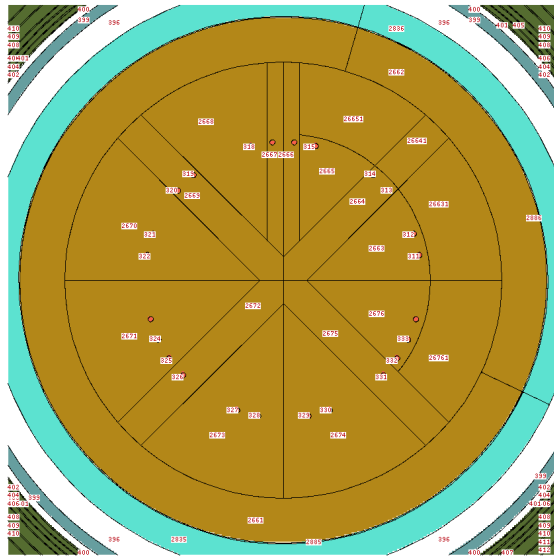


Fig. 5 Sezione orizzontale della piastra inferiore

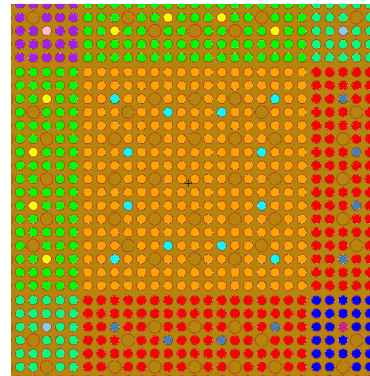


Fig. 6 Sezione di elemento di combustibile (gadolinato)

5 Metodologia di calcolo

Le simulazioni eseguite nell'ambito di questo studio si pongono in continuità con quanto effettuato durante la precedente annualità dello stesso progetto, in quanto si propongono di verificare l'impatto dei parametri descrittivi dello spettro di Watt utilizzato, come sorgente di fissione all'interno del nocciolo, su alcuni particolari risultati costituiti da rivelatori in posizione ex-nocciolo per flussi neutronici e di fotoni gamma.

Nei precedenti rapporti [13] è stato mostrato come il metodo Direct Statistical Approach (DSA) consenta di produrre parametri di riduzione della varianza per calcoli Monte Carlo, mediante patch applicata al codice MCNP6.1, avendo come obiettivo di calcolo delle risposte distanti dal nocciolo.

Questo poteva essere eseguito con un duplice calcolo nelle precedenti versioni di DSA:

Step1) produzione della sorgente campionando i ratei di fissione in opportuni volumi secondo una scansione del dominio, compatibile con le incertezze statistiche richieste (calcolo di autovalore)

Step2) esecuzione di un calcolo di trasporto a partire da questa sorgente di fissione, per poi ricavare le risposte di interesse (calcolo in sorgente fissa)

Uno sviluppo di DSA ha consentito di unire queste due fasi di calcolo, eseguendo il calcolo delle risposte ex-nocciolo durante lo stesso calcolo. Ciò ha consentito di non disaccoppiare le simulazioni e di non imporre quindi uno spettro di fissione nella seconda parte del calcolo. Senza il disaccoppiamento si simula fedelmente l'accadimento di fissione in quanto ogni nuclide in cui esso si verifica offre quindi il suo spettro specifico.

Per valutare quale sia l'impatto del solo fattore di spettro di Watt sulle differenze fra un calcolo disaccoppiato (step 1 + step 2) e un calcolo non disaccoppiato, sono state effettuate le seguenti simulazioni:

SA) Preparazione della sorgente di fissione mediante un calcolo di autovalore costituito da 120 cicli da 1 milione di neutroni per ciclo: in essa è effettuato una registrazione del tasso di fissione in una scansione volumetrica con una definizione pin-per-pin in senso radiale, una suddivisione in 52 volumi in senso assiale

SB) Preparazione della sorgente di fissione mediante un calcolo di autovalore costituito da 120 cicli da 1 milione di neutroni per ciclo: in essa è effettuato una registrazione del tasso di fissione in una scansione volumetrica con una definizione radiale che, oltre a una risoluzione pin-per-pin, aggiunge una suddivisione in 2 gusci cilindrici per la sezione del pin (raggio esterno pari a quello del pin cioè 0.41 cm e interno pari a 0.29 cm)

Una volta prodotta la sorgente di fissione A) con definizione di pin a un solo raggio e la sorgente B) con definizione pin a 2 raggi, vengono calcolate le risposte di interesse in alcuni punti del vessel.

Vengono calcolate le seguenti quantità di interesse:

- 1) Flusso neutronico per energie $E > 0,1$ keV
- 2) Flusso neutronico per energie $E > 1$ MeV
- 3) DPA fotoni gamma con suddivisione in 14 gruppi di energia [14]
- 4) DPA neutronico integrato su tutte le energie della simulazione (1e-11 MeV, 20 MeV) [15]

Le collocazioni di interesse in cui questi risultati sono valutati sono:

- P1) 4 posizioni angolari (0° , $22,41^\circ$, $36,26^\circ$, 45°) valutate sul piano di mezzeria
- P2) 2 posizioni angolari (0° , 45°) valutate alla piattaforma di supporto
- P3) 4 posizioni angolari (0° , $22,41^\circ$, $36,26^\circ$, 45°) valutate sotto la piattaforma di supporto

È stato quindi risolto un set di $10 \times 4 = 40$ risultati in totale, con differenti scansioni energetiche

- S3) sorgente definita assialmente con un profilo (52 suddivisioni) che varia a seconda dell'elemento di combustibile in considerazione, radialmente la caratterizzazione è effettuata assegnando un valore ad ogni assemblaggio (ottenuta da SA)
- S4) sorgente definita da una risoluzione pin-per-pin e da una suddivisione assiale (52 suddivisioni) per ognuno dei pin stessi (equivalente a SA descritta in precedenza).
- S5) sorgente definita da una risoluzione pin-per-pin, da una suddivisione assiale (52 porzioni) in cui la risoluzione della superficie del pin è ottenuta suddividendo la sezione in un cilindro e un guscio cilindrico attorno ad esso (equivale alla soluzione SB descritta in precedenza).

Mediante le sorgenti di nocciolo ottenute in accordo con le descrizioni S1, S2, S3, S4 (uguale a SA) e S5 (uguale a SB) sono stati calcolate le 4 quantità elencate.

Le sorgenti sono stati utilizzate a seguito per un problema di trasporto di tipo "sorgente fissa" congiuntamente con l'impiego di parametri di riduzione della varianza concepiti per questo tipo di problema.

Ulteriore oggetto di interesse è stato la definizione dello spettro di Watt che caratterizza la produzione, simulando una sorgente di fissione. Sono state utilizzate le seguenti distribuzioni in energia:

- E1) spettro di Watt "default" per il codice MCNP6.1 con parametri $a = 0.965$ MeV, $b = 2.29$ 1/MeV
- E2) spettro di Watt per ^{235}U da fissione in zona termica con parametri $a = 0.988$ MeV, $b = 2.249$ 1/MeV
- E3) spettro di Watt per ^{239}Pu da fissione in zona termica con parametri $a = 0.966$ MeV, $b = 2.842$ 1/MeV

I risultati ottenuti mediante questi approcci disaccoppiati sono stati poi confrontati con le simulazioni ottenute in un unico passaggio, all'interno di un calcolo di autovalore. Le differenze sono quindi state considerate alla luce delle precedenti considerazioni. Una dettagliata esposizione seguirà questo rapporto in ambito di una particolare pubblicazione. Attualmente si sta estendendo il ragionamento a benchmark e casi di studio tipici per i reattori di Gen-II, caratterizzanti il parco di centrali nucleari in esercizio.

6 Conclusioni

Le simulazioni eseguite nell'ambito di questo studio si pongono in continuità con quanto effettuato durante la precedente annualità dello stesso progetto, studiando le modalità di definizione della sorgente di fissione in un calcolo disaccoppiato mediante un calcolo di autovalore e un successivo calcolo in sorgente fissa.

Si è notato come la scelta di variare lo spettro, per data conformazione della sorgente, possa costituire oggetto di variazione su risultati ex-nocciolo di un ordine di grandezza comparabile con le differenze osservate fra calcolo DSA disaccoppiato e calcolo DSA integro (non disaccoppiato): in un intervallo fra il 10% e il 20% circa.

Questa valutazione, significativa per i casi con definizione pin-by-pin (sorgenti S4 e S5), illumina in merito alle spiegazioni fisiche sottese nelle differenze fra due metodiche.

Inoltre, la definizione geometrica della sorgente (S1, fino a 5) per dato spettro ha ovviamente un impatto rilevante sulle risposte dei rivelatori esterni: in particolare il caso omogeneo costituisce una valutazione che maggiore notevolmente, non considerando la forma radiale del flusso e dunque dei ratei di fissione.

Per contro, non si osserva una sostanziale e significativa differenza fra il caso in cui il profilo assiale considerato sia comune a tutti gli assemblaggi oppure vari con essi (sorgenti S2 e S3).

Resta significativa l'approssimazione pin-by-pin rispetto a tutte le precedenti, sia nel caso a 1 raggio che a 2 raggi (sorgenti S4 e S5).

Non è possibile quindi prescindere da una definizione della sorgente nel calcolo di sorgente fissa che tenga conto della geometria del pin e da una descrizione dello spettro di fissione, se si intende valutare correttamente risultati collocati in posizioni profonde, fuori dalla zona attiva.

7 Riconoscimenti

Il presente studio è stato sviluppato nell'ambito di collaborazione fra ENEA e IRSN (Istituto per la Radioprotezione e la Sicurezza Nucleare francese) in merito alla valutazione di risposte ex-nocciolo per quanto riguarda reattori di tipo Gen-II e Gen-III. Inoltre IRSN ha fornito il modello MCNP del sistema Gen-III utilizzato in questa valutazione.

Le risorse di calcolo e il relativo supporto tecnico utilizzato per il completamento delle simulazioni è stato fornito dallo staff di CRESCO/ENEAGRID e le infrastrutture di High Performance Computing [16]. CRESCO/ENEAGRID "High Performance Computing infrastructure" è sostenuto e finanziato da ENEA, Ente Nazionale per le Nuove Tecnologie, l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile e da programmi di ricerca italiani ed europei, si rimanda alla pagina <http://www.cresco.enea.it/> per informazioni.

8 Bibliografia

- [1] K.W. Burn, Nucl. Technol. 175-1 138-145 (2011)
- [2] K.W. Burn, Ann. Nucl. Energy, 85, 776 (2015)
- [3] P. Console Camprini and M. Brovchenko, "Advanced Techniques for Monte Carlo simulations of ex-core responses supporting safety analysis: damage to Pressure Vessel", in EUROSAFE Forum, 6-7 November, Paris (2017)
- [4] K.W. Burn and P. Console Camprini, "Radiation Transport out from the core: to decouple or not to decouple", European Physical Journal Conferences, 153:05007 (2017)
- [5] Istituto di Radioprotezione e Sicurezza Nucleare francese:
https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Pages/Home.aspx
- [6] World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/>
- [7] SFEN Société Française pour l'Energie Nucleaire:
<http://www.sfen.org/rgn/grand-carenage-cour-comptes-interroge>
- [8] A. Ballesteros et al., "The Role of Pressure Vessel Embrittlement in the Long Term Operation of Nuclear Power Plants", Nuclear Engineering and Design, 234 (2012) 63-68
- [9] T. Goorley et al., "Initial MCNP6 Release Overview – MCNP6 version 1.0", LA-UR-13-22934, (2013)
- [10] M.B. Chadwick et al., "ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data", Nuclear Data Sheets, 112 (2011), 2887-2996
- [11] M. C. White, "Photoatomic Data Library MCPLIB04: A New Photoatomic Library Based On Data From ENDF/B-VI Release 8," LANL internal memorandum X-5:MCW-02-111 and [LA-UR-03-1019](http://www.osti.gov/servlets/handle/6390/1019) (2002).
- [12] M.B. Chadwick et al., "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology", Nuclear Data Sheets, 107 (2006), 2931-3060
- [13] K.W. Burn and P. Console Camprini, "Development and Applications of Monte Carlo Neutronics Methodologies for Safety Studies of Current Operating Reactors", Rapporto Tecnico ENEA, ADPFISS-LP1-093, PAR2016, (2017)
- [14] E.D. Blakeman, "Neutron and Gamma Fluxes and dpa Rates for HFIR Vessel Beltline Region (Present and Upgrade Designs)", ORNL/TM-13693 (Nov. 2000)
- [15] A. Konobeyev and K. Voukelatou, "Displacement Cross-Sections for Materials Irradiated with Neutrons and Protons at the Energies up to 1 GeV". Private communication, April 2003
- [16] G. Ponti et al., Proc. of the 2014 International Conference on High Performance Computing and Simulation, HPCS 2014, 1030