



## Ricerca di Sistema elettrico

# Studi di Sostenibilità Volti a Massimizzare l'Utilizzo del Combustibile e a Minimizzare le Scorie Nucleari con i Sistemi Veloci Refrigerati a Piombo

*A. Cammi, S. Lorenzi, R. Ponciroli, L. Ferroni, F. Giannetti,  
D. Vitale di Maio, V. Covicchio*



Studi di Sostenibilità Volti a Massimizzare l'Utilizzo del Combustibile e a Minimizzare le Scorie Nucleari con i Sistemi Veloci Refrigerati a Piombo

A. Cammi, S. Lorenzi, R. Ponciroli - CIRTEN POLIMI, L. Ferroni, F. Giannetti, D. Vitale di Maio, V. Covicchio - CIRTEN UNIROMA 1

Settembre 2014

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2013

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

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

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Mariano Tarantino, ENEA

Il presente documento descrive le attività di ricerca svolte all'interno dell'Accordo di collaborazione "Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione"

Responsabile scientifico ENEA: Mariano Tarantino

Responsabile scientifico CIRTEN: Giuseppe Forasassi

**Titolo**

**Studi di sostenibilità volti a massimizzare l'utilizzo del combustibile e a minimizzare le scorie nucleari con i sistemi veloci refrigerati a piombo**

**Ente emittente CIRTEN**

# PAGINA DI GUARDIA

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto Tecnico  
**Collocazione contrattuale:** Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione  
**Argomenti trattati:** Analisi di Sicurezza  
 Generation IV reactors  
 Ciclo del Combustibile

**Sommario**

Nella prima parte del documento, l'attività svolta da POLIMI si è posta l'obiettivo di sviluppare l'input del codice Monte Carlo di trasporto neutronico Serpent del reattore ELFR (European Lead-cooled Fast Reactor) per effettuare studi di neutronica e di bruciamento del combustibile nucleare. L'analisi svolta si è concentrata sullo studio dell'evoluzione dei parametri principali del reattore in diversi scenari.

Nella seconda parte, svolta dall'Università di Roma "La Sapienza", sono riportati, descritti e discussi i risultati relativi a studi di scenario che vede la presenza di reattori di tipo CANDU, LFR e ADS.

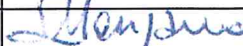

**Note**

Rapporto emesso da CIRTEN

**Autori:**

Antonio Cammi, Stefano Lorenzi, Roberto Ponciroli (POLIMI)  
 Luisa Ferroni, Fabio Giannetti, Damiano Vitale Di Maio, Valerio Covicchio (UNIROMA1)

**Copia n.**
**In carico a:**

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	25/09/2014	NOME	J.L. Manzano	NA	M. Tarantino
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE



**CIRTEN**

**Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare**

**UNIVERSITÀ DI ROMA “LA SAPIENZA”  
POLITECNICO DI MILANO  
DIP. ENERGIA - CeSNEF**

**Studi di sostenibilità volti a massimizzare l’utilizzo  
del combustibile e a minimizzare le scorie nucleari  
con i sistemi veloci refrigerati a piombo**

**Autori:**

**Luisa Ferroni  
Fabio Giannetti  
Damiano Vitale Di Maio  
Valerio Covicchio  
Antonio Cammi  
Stefano Lorenzi  
Roberto Ponciroli**

**CERSE-UNIRM RL 1194/2014**

**ROMA-MILANO, 21 Settembre 2014**

Lavoro svolto in esecuzione dell’Attività LP2. A1  
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico - Piano Annuale di Realizzazione 2013  
Progetto B.3.1 “Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e  
collaborazione ai programmi internazionali per i nucleare di IV generazione”.

## Sommario

PRIMA PARTE .....	4
1. STRATEGIE PER L'ATTUAZIONE DEL CICLO CHIUSO DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE .....	6
1.1. I Lead-cooled Fast Reactor .....	7
1.2. Il reattore ELFR .....	7
1.3. Il PROTOTIPO ALFRED .....	10
1.4. Accelerator driven system (ADS) .....	12
1.5. Dati tecnici riassuntivi delle filiere in esame .....	14
2. Analisi energetiche a confronto .....	15
2.1. Descrizione dei casi a confronto .....	15
2.2. Bilancio di massa .....	19
2.2.1. CASO BASE .....	19
2.2.2. Scenario "ALTERNATIVA 1" .....	21
2.2.3. Scenario "ALTERNATIVA 2" .....	23
3. COSTI E ANALISI ECONOMICHE .....	25
3.1. Metodologia utilizzata per il calcolo del costo del kWh .....	25
3.1.1. Costo overnight capitale .....	25
3.1.2. Formula di calcolo del costo del kWh .....	25
3.2. Prezzo di vendita dell'energia elettrica in Romania .....	26
3.3. Dati di input di costo .....	26
3.3.1. CANDU .....	28
3.3.2. ALFRED .....	28
3.3.3. LFR .....	28
3.3.4. ADS .....	28
3.4. Valutazioni economiche .....	29
3.4.1. Costo del kWh con tempo di ritorno dell'investimento a venti anni .....	29
3.4.2. Costo di bruciamento degli MA tramite ADS .....	31
4. Conclusioni .....	31
5. Bibliografia .....	32
ALLEGATO 1 (dati Figura 3.2 e Figura 3.3) .....	34
SECONDA PARTE .....	37
Introduzione .....	38
Lista degli acronimi .....	40
Indice delle figure .....	41
Indice delle tabelle .....	43
1. Il codice Serpent .....	45
1.1. <i>Unionized energy grid format</i> .....	45
1.2. <i>Woodcock delta-tracking method</i> .....	48
2. Modello di ELFR .....	50
2.1. <i>Reattore ELFR</i> .....	50
2.2. <i>Geometria</i> .....	51
2.3. <i>Materiali</i> .....	55
3. Risultati .....	59
3.1. <i>Composizione del combustibile</i> .....	59
3.2. <i>Coefficiente di moltiplicazione</i> .....	59
3.3. <i>Calcoli di bruciamento</i> .....	60
3.4. <i>Flusso neutronico</i> .....	65

3.5. <i>Utilizzo dei rilevatori per la valutazione del profilo assiale e della distribuzione radiale del flusso neutronico</i> .....	66
Reference .....	70
Conclusioni .....	72
Appendice – Bruciamento a 10 anni.....	74

## **PRIMA PARTE**

## INTRODUZIONE

Molti studi internazionali hanno ormai dimostrato la necessità di ricorrere alla fonte nucleare per garantire, a medio-lungo termine, una crescita sostenibile dei consumi e, quindi, dell'economia.

E' naturalmente necessario che il sistema nucleare raggiunga caratteristiche di sicurezza, di ottimale sfruttamento delle risorse e di costi ridotti del kWh tali che lo rendano effettivamente competitivo ma, nella logica di accettabilità da parte della opinione pubblica, peserà molto anche il contributo di riduzione all'inquinamento atmosferico che il sistema nucleare garantisce e la potenzialità del sistema stesso alla resistenza alla proliferazione nucleare; effetto positivo altrettanto rilevante sarà la capacità del sistema nucleare di minimizzare le quantità di rifiuti da inviare a deposito definitivo, con riferimento particolare agli attinidi, oltre che ai prodotti di fissione a lunga vita altamente radiotossici.

Relativamente a tale ultima problematica, l'utilizzo del ciclo chiuso del combustibile, ovvero di quella fase di riprocessamento e riutilizzo dei transuranici (TRU) detto "Partitioning & Transmutation" (P&T), potrà senz'altro dare un apporto estremamente positivo e significativo alla risoluzione del problema della gestione delle scorie ad alta attività (HLW), consentendo contemporaneamente di utilizzare al massimo l'energia dei prodotti fissili e, contestualmente, di ridurre al minimo le scorie da porre a deposito definitivo (riduzione che, mediante P&T, potrebbe raggiungere un fattore 100). Tale traguardo può essere ottenuto, in particolare, tramite l'affermazione della filiera veloce affiancata da un più ridotto insieme di reattori sottocritici bruciatori di attinidi, per esempio l'Accelerator-Driven System (ADS).

Il lavoro in oggetto mira a definire l'effettiva applicabilità di uno scenario P&T nell'ambito della regione Romania dove, attualmente, sono operativi due reattori CANDU e altre due unità stanno per entrare in produzione; la Romania si è infatti resa disponibile [1] ad accogliere sul suo territorio la costruzione del reattore ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) che rappresenta il prototipo dimostrativo di piccola taglia della filiera di reattore veloce critico, refrigerato al piombo, che raggiungerà la maturità industriale col reattore di potenza ELFR (European Lead Fast Reactor) sviluppato nell'ambito del progetto EU-FP7-LEADER (*Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor*).

Oltre questo primo scenario, alternativo ad un futuro nucleare della Romania incentrato solo sulla filiera CANDU, si analizzerà anche la fattibilità di un secondo sistema nucleare a ciclo chiuso che affianchi, alla filiera LFR, un ADS da 155 MWe destinato alla fissione e alla trasmutazione dei Minor Actinides (MA) prodotti dal parco reattori rumeno.



# 1. STRATEGIE PER L'ATTUAZIONE DEL CICLO CHIUSO DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE

Varie sono le strategie che possono essere attuate, nel medio-lungo termine, per ottenere la più efficace gestione degli attinidi, considerando che i diversi cicli prevedibili per il riprocessamento e bruciamento dello spent fuel, proveniente principalmente dalla filiera LWR, hanno diverse caratteristiche di efficienza nel consumo del Pu e/o dei MA; naturalmente tutte le strategie miranti alla riduzione dell'inventario degli attinidi comprendono la trasmutazione che può ottenersi con la filiera veloce, eventualmente affiancata da reattori veloci sottocritici.

Come riportato in [7], i cicli del combustibile giudicati, ad oggi, più efficienti relativamente alla riduzione di Pu e MA sono i seguenti:

- primo passaggio nella filiera LWR  $\Rightarrow$  riprocessamento dello SF con recupero di Pu e MA  $\Rightarrow$  bruciamento di Pu e MA nella filiera FR, in ciclo chiuso,  $\Rightarrow$  perdite dalle fasi di riprocessamento del combustibile da LWR e FR al deposito definitivo insieme ai FP a lunga vita;
- (ciclo detto “**double strata**”) primo passaggio nella filiera LWR  $\Rightarrow$  riprocessamento dello SF con recupero di MA e Pu; Pu per produzione di MOX  $\Rightarrow$  MOX ancora nella filiera LWR  $\Rightarrow$  riprocessamento con recupero di MA e Pu  $\Rightarrow$  bruciamento del Pu in ciclo chiuso, nella filiera FR  $\Rightarrow$  bruciamento di tutti i MA, in ciclo chiuso nella filiera ADS  $\Rightarrow$  perdite dalle fasi di riprocessamento del combustibile da LWR, FR e ADS al deposito definitivo.

Ambedue le strategie, in teoria, raggiungono lo stesso risultato, in termini di riduzione dell'inventario di attinidi, con un fattore di almeno 100 volte rispetto all'inventario conseguente all'utilizzo di un semplice ciclo once-through nella filiera LWR; questo dipende dall'effettuazione dei riciclaggi multipli del combustibile possibili con le filiere FR e ADS, dagli elevati Burn-up, dalle basse perdite di attinidi dal riprocessamento (circa lo 0.1%).

Come sopra accennato, la differenza tra l'utilizzo della sola filiera FR e del ciclo FR+ADS consta essenzialmente nel fatto che, nel secondo caso, la filiera degli ADS potrebbe essere dedicata solo al bruciamento dei MA mentre il Pu verrebbe bruciato prevalentemente nella filiera FR. In particolare, analisi economiche “ad hoc” hanno dimostrato che il massimo dell'efficienza del sistema energetico si otterrebbe, anche in termini di costi del kWh, col ciclo “**double strata**” associando la trasmutazione ai reattori veloci sottocritici ADS e lo sfruttamento del Pu alle filiere LWR-MOX e FR. È stato anche evidenziato, però, che il processo associato all'uso del P&T richiede tempi comunque lunghi e potrà quindi dare i suoi frutti solo se intrapreso prevedendone l'applicabilità per non meno di un centinaio di anni.

Per quanto riguarda il problema dei prodotti di fissione, la trasmutazione in un ADS non fornisce variazioni sensibili delle concentrazioni (possono aversi riduzioni solo nella presenza di  $Tc^{99}$  e probabilmente, seppur in minor misura, di  $I^{131}$ ); quindi, ad oggi, l'unico metodo per ridurre l'impatto radiologico dei prodotti di fissione a lunga vita rimane, dopo la separazione, quello della vetrificazione e dello smaltimento in deposito geologico [7].

## **1.1. I Lead-cooled Fast Reactor**

I *Lead-cooled Fast Reactor* (LFR) sono reattori veloci che, similmente ai Sodium Cooled Fast Reactor (SFR) impiegano come refrigerante un metallo liquido, il piombo, e, come questi, lavorano a bassa pressione grazie all'alta temperatura di ebollizione del metallo liquido refrigerante .

L'utilizzo dei reattori a spettro neutronico veloce presenta notevoli vantaggi: migliora lo sfruttamento delle risorse naturali, salvaguardandone la disponibilità per il futuro; grazie alle elevate temperature di ebollizione a pressione ambiente proprie dei refrigeranti metallici, si raggiungono temperature molto elevate nel primario e quindi nel circuito secondario, con evidenti benefici in termini di rendimento del ciclo termodinamico in turbina.

I reattori veloci refrigerati a metalli liquidi rientrano di forza nella road map dei reattori di IV generazione poiché, al di là dell'evidente sforzo di implementazione della sicurezza, rispondono efficacemente al requisito di sostenibilità supportato dall'impiego di un ciclo del combustibile chiuso dal quale, oltre ad un risparmio di U naturale, consegue un importante aspetto di bruciamento di Pu conforme alle esigenze di non proliferazione e ad un minore inventario e una più bassa radiotossicità dei rifiuti nucleari.

Dal punto di vista della sicurezza, la scelta di utilizzare il piombo come refrigerante assicura, oltrechè la totale mancanza di pericolose reazioni chimiche con acqua e aria, un ottimo schermaggio dalle radiazioni  $\alpha$  e una buona capacità di ritenzione di eventuali prodotti di fissione, mantenendo in tal modo alto il livello di sicurezza e affidabilità dell'impianto durante l'esercizio. È facilitato, inoltre, l'instaurarsi di una circolazione naturale in caso incidentale, permettendo un'apprezzabile semplificazione dei sistemi di protezione.

Le ottime caratteristiche del Piombo come refrigerante, inoltre, consentono la progettazione di un nocciolo di lunga durata che, da una parte massimizza ulteriormente lo sfruttamento del combustibile, dall'altro lo rende difficilmente utilizzabile per l'estrazione di Plutonio "weapon grade", tanto più se nella matrice del combustibile è prevista una percentuale di Attinidi Minori.

## **1.2. Il reattore ELFR**

Lo *European Lead Fast Reactor* (ELFR), da circa 630 MWe, evoluzione del progetto ELSY, rappresenta il reattore al piombo di grande taglia attualmente in fase di progetto in ambito Euratom. Già dal 2010 è stato inserito tra i sistemi LFR di grande taglia anche nel programma GIF Framework Agreement: l'ELFR , infatti, risponde a tutti i criteri propri della Gen IV Roadmap, con riferimento alla sostenibilità, economicità, sicurezza, affidabilità e resistenza alla proliferazione.

La progettazione di ELFR si basa su una serie di concetti di base fondamentali per la sicurezza:

- totale possibile sostituzione di tutte le strutture del primario
- progetto del nocciolo basato sul concetto di "reattore adiabatico"
- ciclo chiuso del combustibile.

La configurazione del reattore è del tipo “pool-type” e consente di mantenere tutto il piombo refrigerante nel vessel; nello stesso vessel sono inseriti i generatori di vapore, equipaggiati con tubazioni di progetto innovativo (tubazioni a baionetta) e l’impeller delle pompe primarie. Nel GV del circuito secondario si prevede la produzione di vapore surriscaldato per il raggiungimento di rendimenti del ciclo termodinamico di circa il 42%.

Sono previsti due sistemi indipendenti e ridondanti per lo shutdown e, ancora, per la rimozione del calore residuo, sono previsti due sistemi passivi, indipendenti e ridondanti, ciascuno composto da quattro “isolation condenser system” connessi a quattro generatori di vapore lato secondario.

La Figura 1.1 fornisce lo schema di massima del vessel dell’ELFR mentre la Tabella 1.1 fornisce alcuni dati salienti del progetto.

**Figura 1.1 – Sezione del vessel del reattore ELFR**

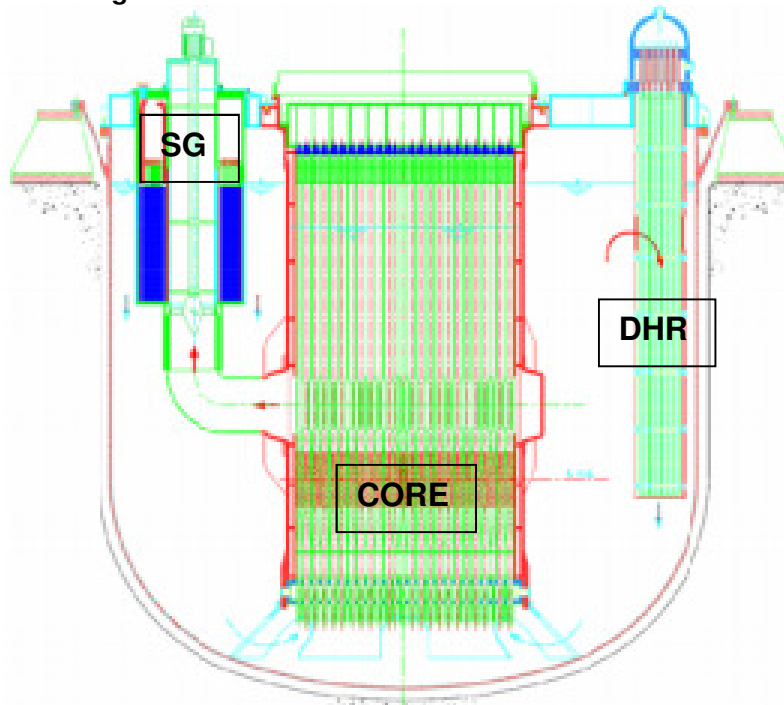


Tabella 1.1 – Principali caratteristiche del reattore ELFR

ELFR KEY DESIGN GUIDELINES	
Sustainability of the fuel cycle	Waste minimization and management
Economics	Simpler design solutions/Lower life cycle cost
Safety and reliability	Passive – no offsite emergency response required
Proliferation resistance	Fuel bearing MAs

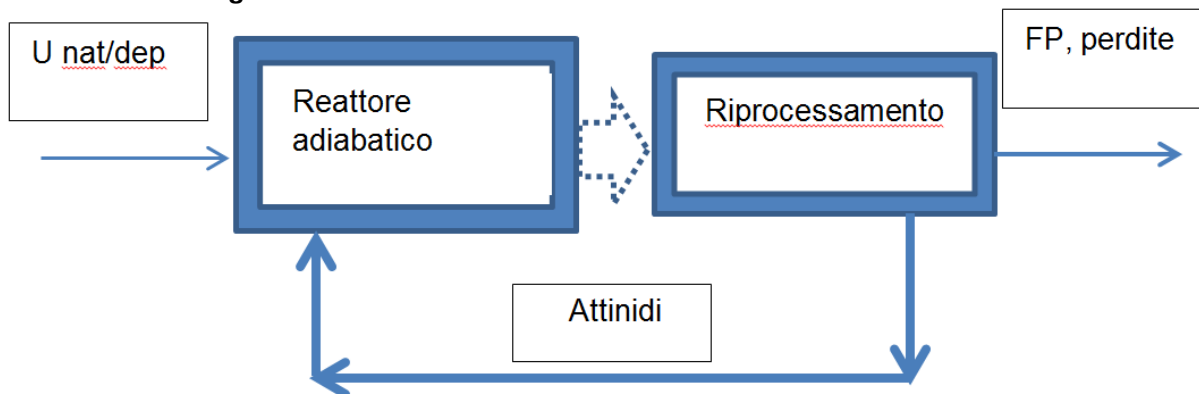
  

ELFR KEY DESIGN PARAMETERS	
Power	1500 MW(th), 600 MW(e)
Thermal efficiency	~42%
Core diameter	4.5 m
Core height	1.4 m
Core fuel	MOX (1 <sup>st</sup> load)
Coolant temperature	400/480 °C
Maximum cladding temperature	550 °C
Core breeding ratio (CBR)	~ 1

Per quanto riguarda la progettazione del core, questa si basa sul concetto di “reattore adiabatico” ovvero nella progettazione di un sistema che preveda il mantenimento di una matrice isotopica costante del combustibile a completamento dell'intero ciclo del ciclo chiuso che prevede l'irraggiamento in pila, il raffreddamento, il riprocessamento e la rifabbricazione del combustibile.

L'alimentazione di combustibile al reattore adiabatico, al di là di una carica iniziale a base di MOX, consisterà nel materiale proveniente dal riprocessamento, mescolato con una quota di U naturale, o U depleto, per integrare la massa equivalente ai FP separati e alle perdite di riprocessamento. Il reattore prevede un ciclo chiuso del combustibile con un rilascio, a valle del sistema di riprocessamento, e verso il deposito definitivo, solo dei FP separati dallo spent fuel, oltrechè di una frazione minima di MA corrispondente alle perdite di riprocessamento.

Figura 1.2 - Ciclo chiuso del combustibile con ciclo adiabatico



Maggiori dettagli relativi alle caratteristiche della matrice del combustibile con ciclo adiabatico sono riportati nel cap. 4.

Come tutti i reattori della filiera veloce raffreddata a piombo, i principali problemi connessi alla progettazione del vessel e dei suoi internals sono relativi agli aspetti di corrosione indotti dal piombo ad alta temperatura sui materiali in concomitanza all'elevata dose di radiazioni cui saranno sottoposte le strutture; altri elementi critici

della progettazione riguardano lo studio dei combustibili avanzati e, comunque, la progettazione dettagliata dei sistemi e componenti più innovativi. Le notevoli problematiche ancora aperte hanno fatto intravedere l'opportunità, prima di passare alla realizzazione di ELFR prevista nell'orizzonte 2045-2050, di procedere alla realizzazione di un reattore dimostrativo di più piccole dimensioni, da realizzare entro il 2025-2030, per provare la fattibilità della filiera su più piccola scala; di qui nasce il progetto del prototipo LFR ALFRED.

### **1.3. II PROTOTIPO ALFRED**

L'*Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator*, o ALFRED, è la terza linea progettuale della roadmap europea nel settore dei reattori a piombo. È un reattore da 300 MWth, refrigerato a Piombo, la cui configurazione si basa su un disegno del tipo "pool-type", in cui tutti i componenti risultano rimovibili e sostituibili. Il refrigerante entra nel nocciolo ad una temperatura di 400 °C, ne esce a 480 °C per raggiungere il generatore di vapore posto all'interno del reactor vessel. La Figura 1.3 fornisce lo schema di massima del vessel dell'ALFRED mentre la Tabella 1.2 fornisce alcuni dati salienti del progetto.

**Figura 1.3 - Sezione del vessel del reattore ALFRED con indicazione dei componenti principali**

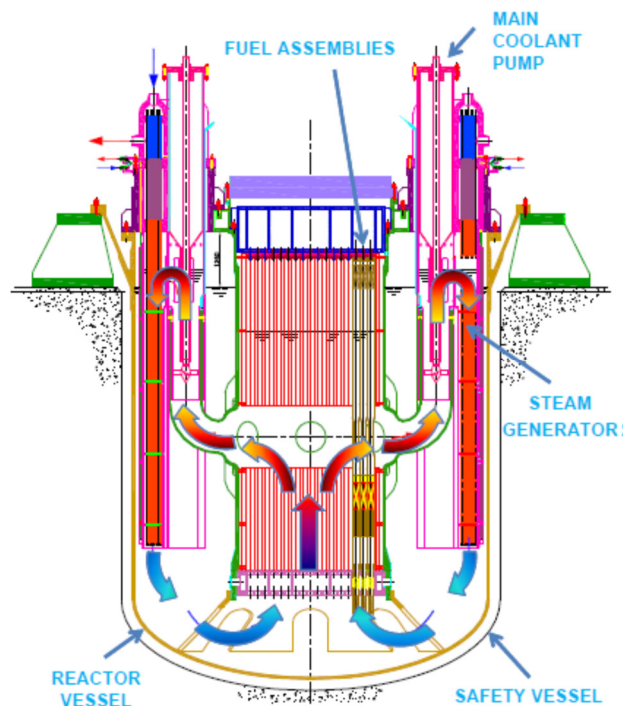


Tabella 1.2 - Alcuni dati salienti del progetto dell'ALFRED

<b>ALFRED KEY PARAMETERS AND COMPONENTS LAYOUT</b>		
<b>Power</b>	<b>300 MW(th), ~120 Mw(e)</b>	
<b>Thermal efficiency</b>	<b>~42%</b>	
<b>Primary system</b>	<b>Pool type, compact</b>	
<b>Primary coolant</b>	<b>Fluid</b>	<b>Pure lead</b>
	<b>Circulation at power</b>	<b>Forced (mechanical pumps)</b>
	<b>Emergency circulation</b>	<b>Natural circulation</b>
<b>Coolant temperature</b>	<b>400/480 °C</b>	
<b>Primary system pressure loss (at power)</b>	<b>&lt; 1.5 bar</b>	
<b>Primary coolant circulation for DHR</b>	<b>Natural circulation</b>	
<b>Fuel</b>	<b>MOX (1<sup>st</sup> load)</b>	
<b>Fuel cladding material</b>	<b>15-15/Ti as a reference</b>	
<b>Steam Generators</b>	<b>8, integrated in the main vessel</b>	
<b>Secondary cycle</b>	<b>Water-superheated steam at 180 bar, 335-450 °C</b>	
<b>Primary pumps</b>	<b>8, mechanical, integrated in the Steam Generators, suction from hot collector</b>	
<b>Internals</b>	<b>All internals removable</b>	
<b>Inner vessel</b>	<b>Cylindrical</b>	
<b>Hot collector</b>	<b>Small-volume, enclosed by the Inner Vessel</b>	
<b>Decay Heat Removal</b>	<b>2 independent, redundant and passive DHR systems, 3 out of 4 loops of each system are capable of removing the decay heat</b>	

La strategia alla base della progettazione di ALFRED prevede che, dovendo il reattore essere realizzato nel medio termine, alcune soluzioni progettuali differiscano da quelle ancora allo studio per ELFR, ma si attengano a soluzioni ad oggi già ben testate: come si evince anche dalla tabella successiva, i componenti di ALFRED che maggiormente differiscono dal progetto di massima di ELFR interessano le tubazioni a baionetta dei SG, alcune variazioni dei DHRs ma, soprattutto la differenziazione emerge nelle caratteristiche del combustibile che, in ALFRED, prevede ossidi misti per tutta la vita del reattore, con un arricchimento massimo di Plutonio del 30%. Maggiori dettagli sulla matrice del combustibile di ALFRED sono riportati nel capitolo 2.

Nella seguente tabella sono riassunte le principali caratteristiche del dimostratore ALFRED e del reattore su scala industriale (ELFR).

**Tabella 1.3 - Differenze salienti nel progetto ALFRED vs ELFR**

Items	ALFRED Option	ELFR Option
Electrical Power (MWe)	~120 MWe (300 MWth)	600 MWe (1500 MWth)
Fuel Clad Material	15-15Ti (coated)	15-15Ti or T91 (coated)
Fuel type	MOX (max Pu enrich. 30%)	MOX for first load MAs bearing fuel .....
Max discharged burnup (MWd/kg-HM)	90÷100	100
Steam generators	Bayonet type with double walls, Integrated in the reactor vessel, Removable	Spiral type or alternate solution, Integrated in the reactor vessel, Removable
DHR System	2 diverse and redundant systems (actively actuated, Passively operated)	2 diverse and redundant systems (actively actuated, Passively operated)
DHR1	Isolation Condenser connected to Steam Generators: 4 units provided on 4 out of 8 SGs	Isolation Condenser connected to Steam Generator: 4 units provided on 4 out of 8 SGs
DHR2	Duplication of DHR1 260% total power removal	Alternate solution to ELSY W- DHR under investigation

#### **1.4. Accelerator driven system (ADS)**

Il progetto dell'ADS preso in esame è stato sviluppato nell'ambito del progetto EFIT (European Facility for Industrial Transmutation) del 6° Programma Quadro; il progetto riguarda un reattore veloce sottocritico ( $k_{eff} \cong 0,97$ ) da circa 400 MW<sub>th</sub>, refrigerato al piombo, caricato con un innovativo combustibile che, mescolato in una matrice inerte di ottima conducibilità termica, prevede solo la presenza di ossidi di Pu e MA (escludendo l'U).

Dal punto di vista delle problematiche del reattore, anch'esso refrigerato a piombo, valgono le stesse considerazioni generali riportate per gli LFR. Problematiche più specifiche sono invece correlate al combustibile e alla progettazione del core sottocritico.

Il nocciolo, contenente fino ad un arricchimento massimo del 50 % in Pu e MA, è concepito con lo scopo prioritario di massimizzare la fissione e/o trasmutazione dei MA per ottenerne il massimo consumo.

Il bilancio netto, massimo teorico, di materiale consumato è di 42 kg/TWh<sub>th</sub> (indipendentemente dal fatto che le fissioni derivino direttamente da MA o da altro TRU derivante da trasmutazione). In pratica, i valori reali stimati per il rateo di trasmutazione vanno da 36 a 39 kg/TWh<sub>th</sub>.

Il processo di fissione è attivato attraverso un fascio di protoni altamente energizzati, prodotti da un acceleratore dedicato, che, colpendo un target composto dalle barre più interne del core, producono per spallazione la quantità di neutroni veloci necessaria a rendere critico il nocciolo; in mancanza del fascio di protoni il processo di fissione non è in grado di auto-sostenersi. L'acceleratore assorbe fino a circa il 15% dell'energia elettrica prodotta dalle turbine a valle dell'ADS.

La figura 2.4 fornisce lo schema di massima di un impianto elettro-generatore alimentato con un Accelerator Driven System, la Figura 1.5 fornisce lo schema di massima del vessel dell'ADS EFIT, mentre la tabella 2.4 fornisce alcuni dati salienti di confronto tra i vantaggi e gli svantaggi di un reattore veloce sottocritico e di uno critico.

Figura 1.4 - Schema di massima del sistema elettro-generatore alimentato da un Accelerator Driven System

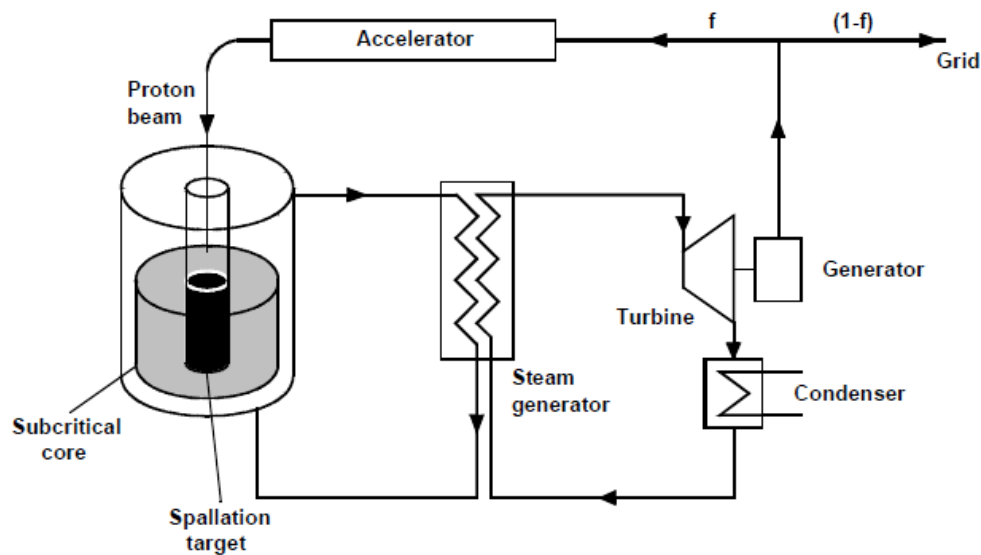
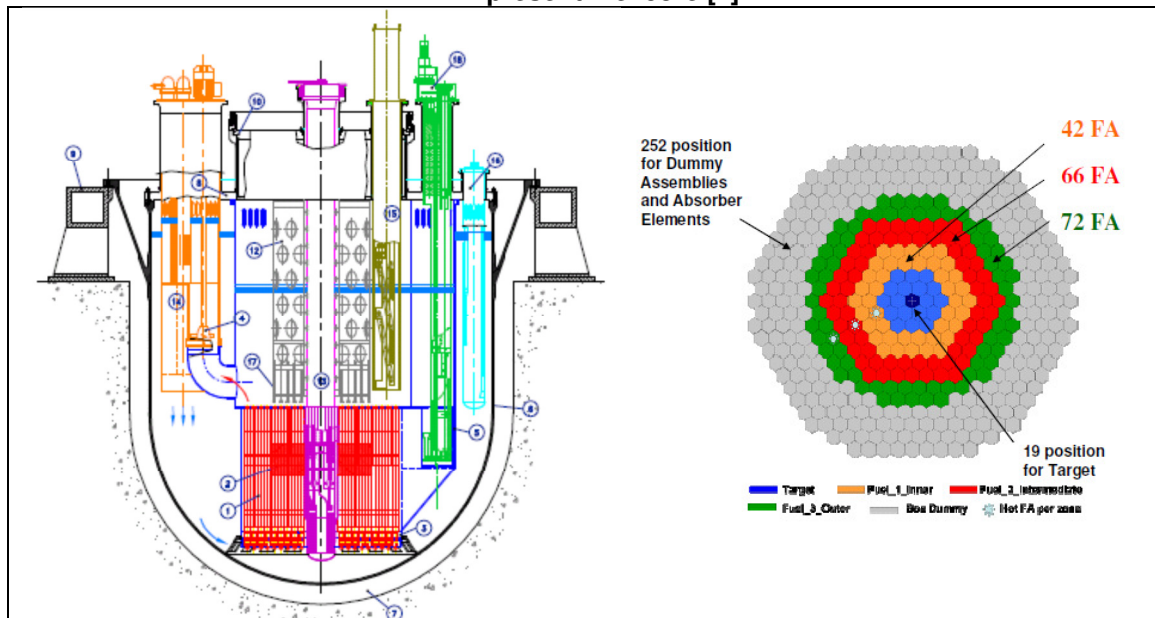


Figura 1.5 - Sezione del vessel dell'ADS EFIT [22] e mappa degli elementi di combustibile presenti nel core [4]





**Tabella 1.4 - confronto tra i vantaggi e gli svantaggi di un reattore veloce sottocritico e di uno critico [7]**

	Advantages of accelerator-driven systems	Disadvantages of accelerator-driven systems
Design and operation	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ The possibility to operate a reactor core at a <i>neutron multiplication factor below 1</i> opens opportunities for new reactor concepts, including concepts which are otherwise ruled out by an insufficient neutron economy</li> <li>◆ In particular, this allows transmuters to be designed as <u>pure TRU or MA burners</u> and hence the fraction of specialised transmuters in the reactor park to be minimised</li> <li>◆ The proportionality of the reactor power to the accelerator current simplifies the reactor control</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ <i>Accelerator</i>: Very high reliability required to protect structures from thermal shocks</li> <li>◆ <i>Beam window and target</i> subjected to unusual stress, corrosion and irradiation conditions</li> <li>◆ <i>Sub-critical core</i>: Increased power peaking effects due to external neutron source</li> <li>◆ Compromises between neutron multiplication factor and accelerator power required</li> <li>◆ Increased overall complexity of the plant</li> <li>◆ Reduction in net plant electrical efficiency due to power consumption of accelerator</li> </ul>
Safety	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ The reactivity margin to prompt criticality can be increased by an extra margin which does <i>not depend on the delayed neutrons</i></li> <li>◆ This enables the <u>safe operation of cores with degraded characteristics</u> as they are typical e.g. for pure MA burners</li> <li>◆ <i>Excess reactivity can be eliminated</i>, allowing the design of cores with a reduced potential for reactivity-induced accidents</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ <u>New types of reactivity and source transients</u> have to be dealt with (external neutron source can vary rapidly and reactivity feedbacks in TRU- and MA-dominated cores are weak)</li> </ul>

Note: Issues of particular relevance for the transmutation of TRU and minor actinides (MA) are underlined.

### 1.5. Dati tecnici riassuntivi delle filiere in esame

Nella tabella che segue si riportano i dati tecnici salienti delle 4 filiere esaminate con riferimento ai calcoli elaborati nel seguito.

**Tabella 1.5 - Dati tecnici caratteristici delle filiere in esame**

	CANDU6 new	CANDU old	ALFRED 1	ALFRED 2	LFR	ADS
Net Electrical Power [GW]	0,680	0,650	0,116	0,116	0,580	0,123
Gross Electrical Power Plant [GW]	0,739	0,707	0,126	0,126	0,630	0,154
Annual Gross energy production [GWh]	6086,296	5694,000	883,617	994,070	4970,348	1077,480
Load factor	0,94	0,92	0,80	0,90	0,90	0,80
Thermal efficiency	0,32	0,32	0,42	0,42	0,42	0,40
Burn-up [Gwd/tHM]	7,800	7,800	73,300	73,300	52,400	78,000
EFPY (Y)	1	1	5	5		3
Plant life time (Y)	40	40	60	60	60	60

## 2. Analisi energetiche a confronto

### 2.1. Descrizione dei casi a confronto

- **CASO BASE:** La Romania continua con la sua attuale politica energetica nel settore nucleare. L'attuale parco nucleare della Romania consta di due reattori CANDU 6 (nel seguito Cernavoda old, o unità 1 e 2), da 705 MWe ciascuno, entrati in produzione, il primo, nel gennaio 1997 e il secondo nel gennaio 2008; è previsto che, nel 2020, entrino in esercizio due nuovi reattori attualmente in costruzione, sempre del tipo CANDU 6 (nel seguito Cernavoda new, o unità 3 e 4), ciascuno da 720 MWe [1]. Dal 2020 la potenza installata non subirà cambiamenti ed i reattori che andranno in decommissioning saranno via via sostituiti da nuovi CANDU .  
Le caratteristiche principali delle due generazioni di CANDU sono riportate in Tabella 1.5.
- **scenario “ALTERNATIVA 1”:** nel 2026 si prevede [1 ] l'entrata in esercizio del prototipo ALFRED 1. Si prevede, inoltre, che quando le prime due unità CANDU già operanti andranno in decommissioning saranno sostituite, fino alla fine del periodo di analisi (2015 – 2120) da reattori tipo ALFRED 2 (analoghi ad ALFRED1 ma con caratteristiche oramai industrializzate). Viceversa le nuove unità CANDU che entreranno in funzione nel 2026, raggiunto lo shut-down di fine vita, saranno sostituite da unità ELFR (la cui fine vita tecnica sancisce la dead line del periodo di analisi).  
Le caratteristiche principali delle due generazioni di ALFRED e dell'ELFR sono riportate in Tabella 1.5 mentre in Tabella 2.1 si riportano le relative matrici del combustibile espresse come percentuali in massa.

**Tabella 2.1 – Matrici di combustibil utilizzate nei calcoli per i reattori termici e veloci**

CANDU6		Percentage in mass %	IN CORE	OUT CORE	after cooling	after reproces.
	U		100	98,8988925		
	Pu			0,3839107		
	Np					
	Am					
	Cm					
	MA			0,002908308		
	FP			0,007216453		
ALFRED1		Percentage in mass	IN CORE	OUT CORE	after cooling	after reproces.
	U		74,1	68,69		
	Pu		25,57	22,85	22,689593	
	Np		0			
	Am		0,33			
	Cm		0			
	MA		0,33	0,67	0,7287724	
	FP		0	7,79	7,79	
ALFRED2		Percentage in mass	IN CORE	OUT CORE	after cooling	after reproces.
	U		74,1	68,69		
	Pu		25,57	22,85	22,689593	
	Np		0			
	Am		0,33			
	Cm		0			
	MA		0,33	0,67	0,7287724	
	FP		0	7,79	7,79	
ELFR		Percentage in mass LFR	IN CORE %	OUT CORE	after cooling	after reproces.
	U		80,56	74,85	74,88	74,82
	Pu		18,15	18,53	18,4	18,34
	Np		0,11			
	Am		1,02			
	Cm		0,16			
	MA		1,29	1,14	1,24	1,29
	FP		0	5,48	5,48	0

Si precisa che per le filiere veloci si ipotizza che, durante le fasi di riprocessamento, si perda lo 0,1% di tutte le masse di U e TRU e si eliminino i FP (nella rifabbricazione U e Pu andranno nuovamente aggiunti per riottenere FF).

- **scenario “ALTERNATIVA 2”**: si prevede che, in concomitanza con l’avvio della filiera ELFR, entri in esercizio anche un ADS destinato al bruciamento degli attinidi minori prodotti sia dai CANDU che dalla filiera degli ALFRED e degli ELFR.

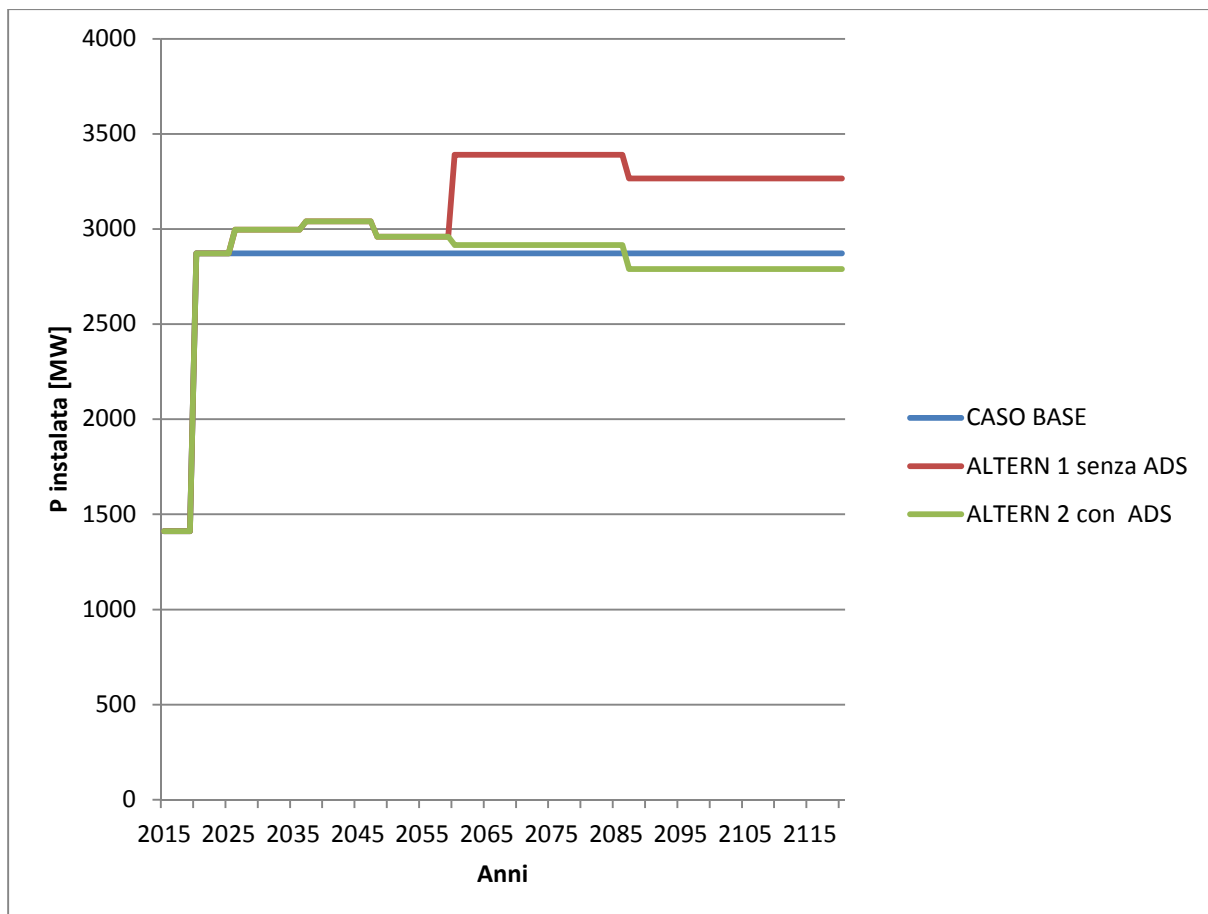
Le caratteristiche principali dell’ADS sono riportate in Tabella 3.1 mentre la matrice del combustibile è riportata in Tabella 2.2.

**Tabella 2.2 – Matrice del combustibile dell'ADS**

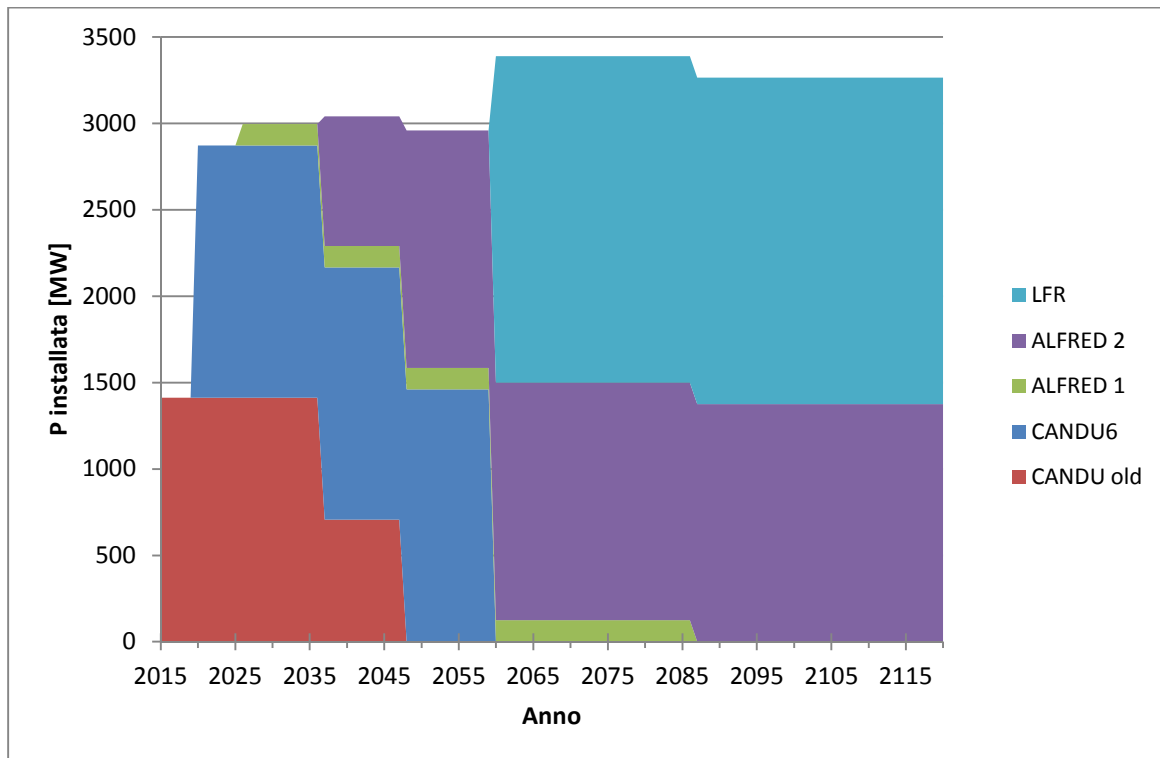
ADS	Percentage in mass LFR	IN CORE %	OUT CORE	after cooling	after reproc.
U		0			
Pu		66,1		64	
Np					
Am					
Cm					
MA		33,9		27,35	
FP		0		8,65	

Nella Figura 2.1 si riporta l'andamento delle potenze (gross) globalmente installate nei tre scenari sopra descritti, in Figura 2.2 e Figura 2.3 la suddivisione delle stesse potenze sulle diverse filiere previste nei due scenari alternativi; le tabelle relative alle Figura 2.2 e Figura 2.3 sono riportate in ALLEGATO 1.

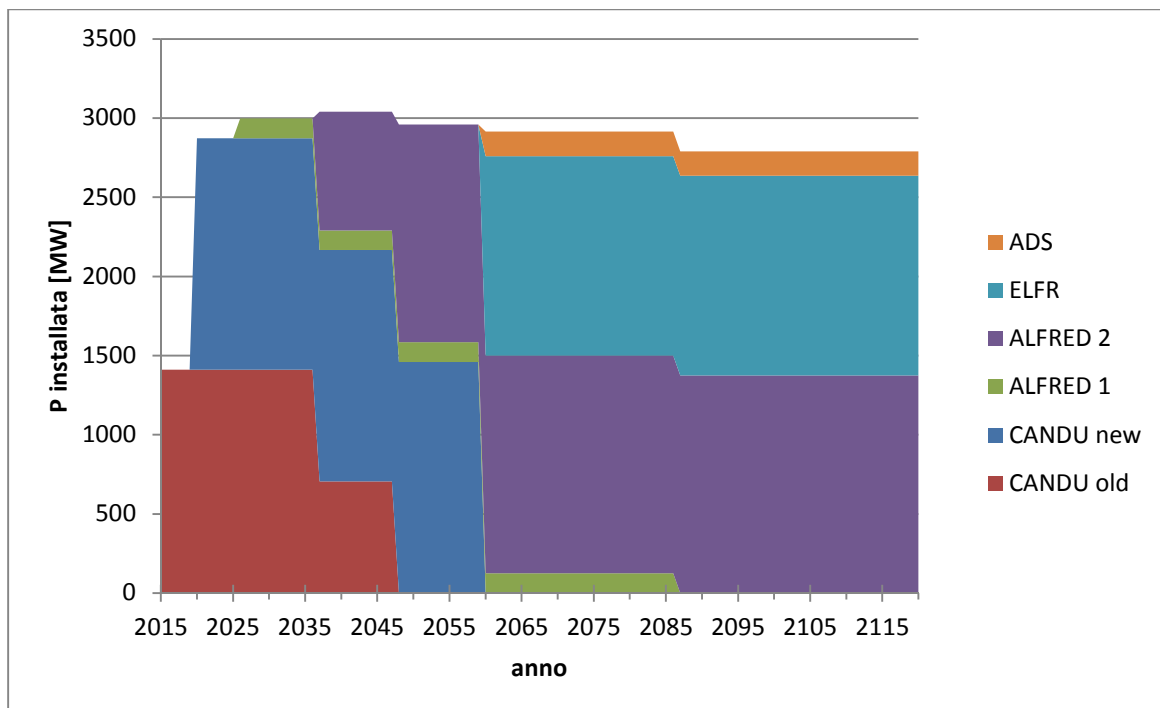
**Figura 2.1 - Confronto tra le potenze (gross) nei tre scenari in MWe**



**Figura 2.2 - Distribuzione delle potenze elettriche (gross) sulle diverse filiere nel caso ALTERNATIVA 1 in MWe**



**Figura 2.3 - Distribuzione delle potenze elettriche (gross) sulle diverse filiere nel caso ALTERNATIVA 2 in MWe**



## 2.2. Bilancio di massa

### 2.2.1. CASO BASE

Per quanto riguarda la filiera CANDU, alimentata ad Uranio naturale, in Tabella 2.3 si riporta il consumo di Uranio e il bilancio di massa dello spent fuel proveniente dai CANDU con riferimento alle potenze gross e alle matrici riportate in Tabella 2.1.

Tabella 2.3 - Bilancio di massa filiera CANDU

Results	CANDU 6 [t]	CANDU old [t]		CANDU 6 [t]	CANDU old [t]
<b>MASS Balance</b>	<b>Fresh Fuel</b>		<b>MASS Balance</b>	<b>Spent Fuel</b>	
Fresh fuel [t/yr]	97,704	91,406	Rep U [t/yr]	96,628	90,400
Natural uranium used [tHM/yr]	97,704	91,406	Pu	0,375	0,351
Depleted Uranium [tHM/yr]			MA	0,003	0,003
SWU [tHM/yr]			FP	0,007	0,007

In base ai dati sopra riportati, in Tabella 2.4 si riportano le quantità di RepU, Pu, Np, Am, Cm e FP prodotte, per il CASO BASE, nel previsto periodo di analisi (2015-2120)

**Tabella 2.4 – Produzione di TRU nel CASO BASE di riferimento**

CASO BASE						
			POTENZA NETTA RICHIESTA		Pu Prodotto	MA prodotto
Year	CANDU6	CANDU old	[GW]		[τ]	
2015	0	2	1,3		0,729830237	0,005528815
2016	0	2	1,3		0,729830237	0,005528815
2017	0	2	1,3		0,729830237	0,005528815
2018	0	2	1,3		0,729830237	0,005528815
2019	0	2	1,3		0,729830237	0,005528815
2020	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2021	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2022	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2023	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2024	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2025	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2026	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2027	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2028	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2029	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2030	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2031	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2032	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2033	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2034	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2035	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2036	2	2	2,66		1,509943092	0,011438546
2037	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2038	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2039	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2040	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2041	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2042	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2043	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2044	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2045	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2046	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2047	3	1	2,69		1,535084401	0,011629003
2048	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2049	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2050	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2051	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2052	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2053	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2054	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2055	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461
2056	4	0	2,72		1,560225711	0,011819461

.....

.....

(segue)

2115	4	0	2,72	1,560225711	0,011819461
2116	4	0	2,72	1,560225711	0,011819461
2117	4	0	2,72	1,560225711	0,011819461
2118	4	0	2,72	1,560225711	0,011819461
2119	4	0	2,72	1,560225711	0,011819461
2120	4	0	2,72	1,560225711	0,011819461
			<b>totale [t]</b>		
			Pu	160,100589	
			MA		1,212839006
			Rep U	41243,36973	

## 2.2.2. Scenario “ALTERNATIVA 1”

L’alternativa prevede l’entrata in produzione, nel 2026, del prototipo di reattore veloce ALFRED (nel seguito ALFRED 1) e, successivamente, la sostituzione, a pari potenza (o comunque non inferiore) dei CANDU old (unità 1 e 2), a fine vita, con reattori tipo ALFRED ma di produzione ormai industrializzata (nel seguito ALFRED 2); la dismissione dei reattori CANDU 6 new (unità 3 e 4) prevede invece la sostituzione con reattori ELFR con analoghe modalità.

Le quantità di TRU necessarie ad assicurare l’autosufficienza ai reattori tipo ALFRED e ai reattori ELFR (ovvero le scorte necessarie ad assicurare l’esercizio del reattore sino a che questo sia auto-alimentabile) sono riportate, rispettivamente, nelle Tabella 2.5 e Tabella 2.6.

**Tabella 2.5 - Bilancio di massa filiera ALFRED**

	ALFRED1
2,5 noccioli per l'autosufficienza [tHM]	14,35096133
di cui:	10,63406235 U
	3,669540813 Pu
	0 Np
	0,047358172 Am
	0 Cm
	0,047358172 MA
	0 FP
	ALFRED2
2,5 noccioli per l'autosufficienza [tHM]	16,1448315
di cui:	11,96332014 U
	4,128233415 Pu
	0 Np
	0,053277944 Am
	0 Cm
	0,053277944 MA
	0 FP



**Tabella 2.6 - Bilancio di massa filiera ELFR**

	ELFR
2,5 noccioli per l'autosufficienza [tHM]	117,6264461
di cui:	94,75986499 U
	21,34919997 Pu
	0,129389091 Np
	1,19978975 Am
	0,188202314 Cm
	1,517381155 MA
	0 FP

In base ai dati sopra riportati, in Tabella 2.7 si riporta il bilancio di massa dei TRU nello scenario ALTERNATIVA 1, nel previsto periodo di analisi (2015-2120)

**Tabella 2.7 – Bilancio di massa dei TRU nello scenario ALTERNATIVA 1**

Pu prodotto da CANDU [t]	51,275	Perdite di Plutonio [t] da riprocessamento		
Pu da dismissioni CANDU [t]	1,452	a valle di reattori veloci: 0,3155		
da scorte CANDU ante 2015	8,513	Plutonio [t] richiesto per l'autosufficienza dei reattori veloci:		
Rep U da CANDU [t]	13208,867	ALFRED 1	ALFRED 2	ELFR
Rep U da dismissioni CANDU [t]				
da scorte CANDU ante 2015				
MA prodotti da CANDU [t]	0,388	3,6695	45,4106	64,0476
MA da dismissioni CANDU [t]	0,011			
da scorte CANDU ante 2015	0,067			
		Pu totale richiesto per lo scenario [t] 113,443		
		Pu totale prodotto dai CANDU [t] 61,240		
		<b>Pu DA IMPORTARE [t] 52,203</b>		
		MA [t] da scarti di risposcamento provenienti da reattori veloci 0,0304		
Pu presente nei reattori e nei sistemi di riprocessamento al 2120 [t]	105,510	MA [t] richiesti per l'autosufficienza dei reattori veloci:		
		ALFRED 1	ALFRED 2	ELFR
		0,0474	0,5861	4,5521
MA presenti nei reattori e nei sistemi di riprocessamento al 2120	5,213	MA totale richiesto per lo scenario [t] 5,186		
		MA totale prodotto dai CANDU [t] 0,466		
		<b>MA DA IMPORTARE per il funzionamento a piena potenza degli LFR previsti nello scenario[t] 4,719</b>		
		U [t] richiesto da reattori veloci		
		ALFRED 1	ALFRED 2	LFR
		10,6341	131,5965	284,2796

I dati sopra riportati sembrano dimostrare che la realizzazione di una flotta così significativa di reattori veloci risulta, nell'ottica del consumo di TRU autoprodotti in Romania dai CANDU, decisamente sovradimensionata.

Sembra opportuno, comunque, sottolineare che il calcolo delle masse dei MA può risentire di alcune indeterminazioni legate alle ipotesi fatte sulle matrici "after cooling" e "after reprocessing" dei reattori veloci, essendo queste ultime ancora in fase di ottimizzazione.

Si evidenzia che, nell'anno finale di analisi, il Pu e i MA ancora circolanti nella filiera veloce ammonterebbero, rispettivamente, a circa 105 e 5.5 t.

### 2.2.3. Scenario "ALTERNATIVA 2"

Lo scenario previsto nel caso "ALTERNATIVA 2", fatta salva la presenza inalterata della flotta degli ALFRED, prevede l'entrata in produzione, nel 2060 di un reattore ADS EFIT al posto di uno dei tre ELFR previsti nello scenario precedente.

Per quanto riguarda l'efficacia dell'installazione dell'ADS, ci si è basati sul dato di un bruciamento (valore conservativo) di 38 kg di MA per TWh termico prodotto dal reattore, che equivale a circa 0,0945 t/a.

Sempre con le indeterminazioni legate alla incompletezza delle matrici dei veloci, sono stati effettuati i bilanci di massa riportati in Tabella 2.8.

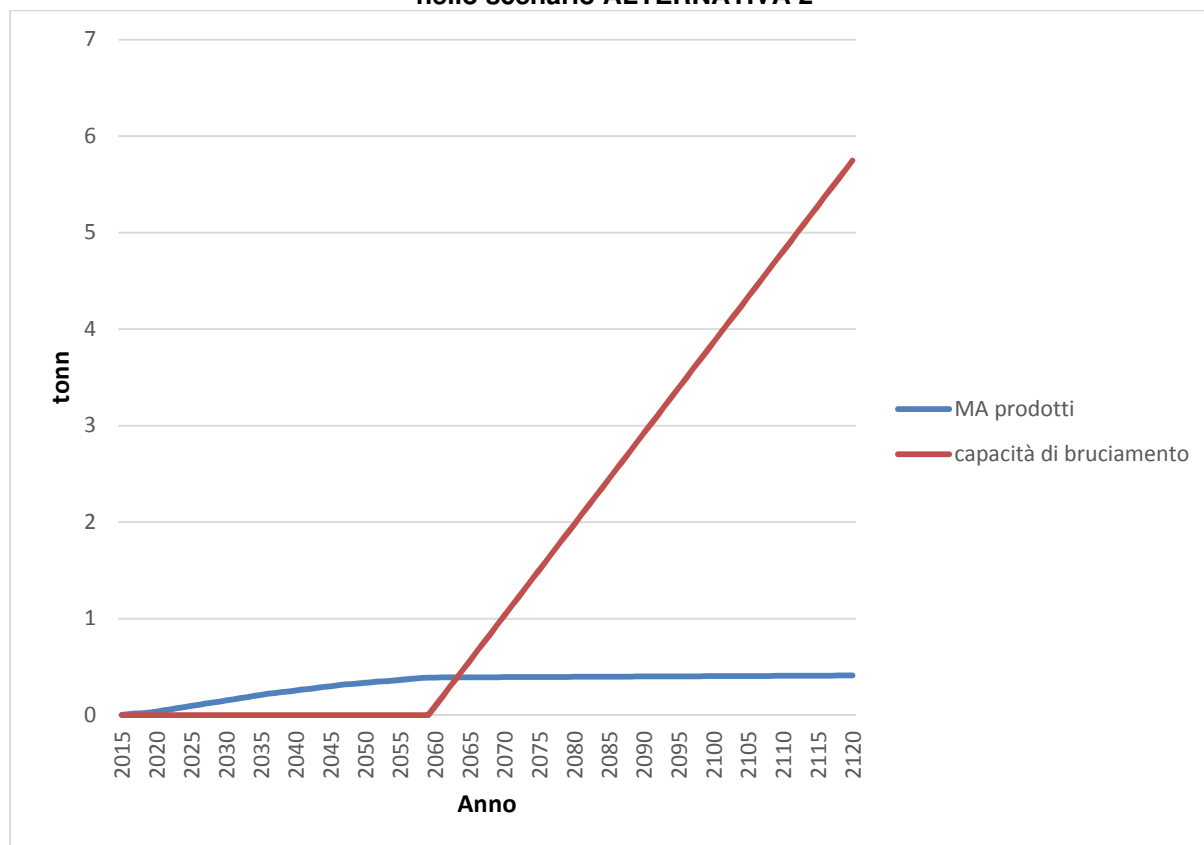
**Tabella 2.8 – Bilancio di massa dei TRU nello scenario ALTERNATIVA 2 con ADS**

Pu prodotto da CANDU [t]	51,2748	Perdite di Pu da riprocessamento a valle di reattori veloci [t]:			0,304276706	
Pu da dismissioni CANDU [t]	1,4520					
Scorte da CANDU ante 2015 [t]	8,5130					
Rep U da CANDU [t]	13208,8672	Plutonio richiesto per l'autosufficienza dei reattori veloci [t]				
RepU da dismissioni CANDU [t]						
RepU in scorta da CANDU ante 2015 [t]		ALFRED 1	ALFRED 2	ELFR		
MA prodotto da CANDU [t]	0,3884	3,6695	45,4106	42,6984		
MA da dismissioni CANDU [t]	0,0110					
MA in scorta da CANDU ante 2015 [t]	0,0670	Pu totale richiesto per lo scenario [t]			92,0828	
		Pu totale prodotto dai CANDU [t]			61,2399	
		<b>Pu DA IMPORTARE [t]</b>			<b>30,8429</b>	
		MA da scarti di riprocessamento provenienti da reattori veloci [t]:				0,023287746
		MA richiesti per l'autosufficienza dei reattori veloci [t]				
		ALFRED 1	ALFRED 2	ELFR		
Pu presente nei reattori e nei sistemi di riprocessamento al 2120 [t]	83,867	0,0474	0,5861	3,0348		
		Bruciamento di MA via ADS a piena potenza fino al 2120 [t]				5,7493
		MA richiesti dallo scenario a fine 2120 [t]			9,4175	
MA presenti nei reattori e nei sistemi di riprocessamento al 2120 [t]	3,872	MA totali prodotti dai CANDU [t]			0,4664	
		<b>MA DA IMPORTARE per il funzionamento a piena potenza degli LFR e ADS previsti nello scenario [t]</b>			<b>8,9510</b>	
		U [t] richiesto da reattori veloci				
		ALFRED 1	ALFRED 2	LFR		
		10,6341	131,5965	189,5197		

Così come la Figura 2.4 evidenzia chiaramente, installando un ADS nel 2060 e prevedendone il funzionamento a regime (a piena potenza) fino al 2120 la Romania ha l'opportunità di importare consistenti quantità di MA in quanto la produzione di MA proveniente dalla flotta CANDU è estremamente contenuta: questa scelta è stata fatta proprio ipotizzando che la Romania potesse diventare un centro di riferimento

per lo smaltimento dello stock di MA proveniente dalle regioni limitrofe equipaggiate con flotte di LWR, forti produttrici di TRU.

**Figura 2.4 – Confronto tra la massa di MA potenzialmente bruciabile dall'ADS al 2120 e la produzione [in t provenienti dai CANDU] nello scenario ALTERNATIVA 2**



In alternativa, visto che dai calcoli effettuati risulta che, nell'anno finale di analisi, il Pu e i MA ancora circolanti nella filiera veloce ammonterebbero, rispettivamente, a circa 85 e 4 t, sarebbe possibile rimandare l'installazione dell'ADS, così da installare un solo ADS, intorno al 2120, che, come visto, sarebbe in grado di bruciare tutti gli attinidi minori prodotti dai CANDU più quelli circolanti negli LFR, raggiungendo dunque il target di bruciamento di tutti i MA prodotti dai reattori a fissione previsti, per la Romania, nell'analisi in oggetto.

Queste due possibili alternative saranno valutate nel par. 3.4.2.

### 3. COSTI E ANALISI ECONOMICHE

La valutazione economica degli impianti è stata fatta confrontando tra loro il costo di produzione dell'energia elettrica per ciascuna delle centrali previste, sulla base delle ipotesi elencate nel paragrafo 3.3.

#### 3.1. Metodologia utilizzata per il calcolo del costo del kWh

Il calcolo del costo di produzione dell'energia elettrica è stato effettuato con la metodologia del LCOE.

A tal fine sono stati valutati:

- il costo overnight capitale, che per gli impianti nucleari risulta la voce di maggiore importanza;
- il costo di O&M fisso;
- il costo di O&M variabile;
- il costo del combustibile, riferito all'intero ciclo;
- il costo di decommissioning.

##### 3.1.1. Costo overnight capitale

Per il calcolo dell'incidenza del costo capitale è stato preso a riferimento un investimento con 80% del capitale debt e 20% equity.

Il tasso di interesse considerato per il debt è del 6% all'anno, mentre il rendimento voluto sull'equity è il 25% annuo.

Il WACC risultante è dunque pari a 9.8%/anno.

##### 3.1.2. Formula di calcolo del costo del kWh

Il costo di produzione dell'energia elettrica è stato calcolato a partire dalla seguente formula del calcolo del VAN:

$$VAN = \sum_{t=0} \frac{(Ricavi_t - Costi_t) - (Ricavi_t - Costi_t - D_t)T}{(1 + r)^t}$$

Scomponendo le voci di ricavi e costi diventa:

$$VAN = R_{fv} + (1-T) \left[ \sum_{t=0}^{N-1} \frac{R_{e,t} - (C_{Unat,t} + C_{conv,t} + C_{arr,t} + C_{fc,t} + C_{raff,sto,t} + C_{O\&M,t}) - C_{O\&M,var} \cdot EE_p}{(1+r)^t} \right] +$$

$$+ T \sum_{t=0}^{d-1} \frac{D_t}{(1+r)^t} - \sum_{t=0}^{t=GBP-1} \frac{F.A.}{(1+r)^t} - C_{decomiss}$$

Ponendo VAN = 0 si ottiene:

$$C_{kWh} = \frac{C_{O\&Mvar} + C_{decomiss} + (C_{cooling,tot,annuo} + C_{sto,annuo} + C_{O\&M,imp} + C_{fabb,annuo} + C_{arr,tot,annuo})}{EE_p}$$

$$+ \frac{1}{\frac{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)^N}{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)} * EE_p} \left( C_{Unat,tot,annuo} * \sum_{t=0}^{N-1} \frac{(1+et)}{(1+r)^t} - \frac{Q * I}{(1-T)(1+r)^N} \right) +$$

$$+ \frac{1}{(1-T)} \frac{1}{\frac{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)^N}{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)} * EE_p} \left( -T * \frac{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)^d}{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)} \left(\frac{q}{d}\right) I + F.A. * \frac{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)^{GBP}}{1 - \left(\frac{1}{1+r}\right)} \right)$$

### 3.2. Prezzo di vendita dell'energia elettrica in Romania

Il prezzo di vendita di riferimento per lo studio dell'energia elettrica in Romania è stato fissato pari a 0.07 €/kWh al 2012.

### 3.3. Dati di input di costo

I dati utilizzati nei conti economici sono stati considerati unicamente con lo scopo di confrontare tra loro le tecnologie proposte e verificare l'attuale competitività dei reattori veloci refrigerati a piombo, senza tenere in conto che la prosecuzione dello sviluppo della tecnologia, non ancora matura, potrà portare ad una sensibile riduzione dei costi (per il reattore ALFRED industrializzato e per LFR), dovuta soprattutto all'ottimizzazione del layout basata sull'upgrading del reattore sperimentale ALFRED, principalmente dal punto di vista della sicurezza e delle performance.

I principali dati utilizzati sono riassunti nella Tabella 3.1.

**Tabella 3.1 – Dati di input dell'analisi di costo del kWh prodotto dalle varie tipologie di reattore analizzate**

<i>COST INPUT</i>	<i>CANDU old</i>	<i>CANDU6</i>	<i>ALFRED 1</i>	<i>ALFRED 2</i>	<i>LFR</i>	<i>ADS</i>
Gross Electrical Power Plant [GW]	0.739	0.707	0.126	0.126	0.630	0.154
Load factor	0.92	0.92	0.8	0.9	0.92	0.75
Thermal efficiency	0.32	0.32	0.42	0.42	0.43	0.32
Annual Gross energy production [GWh]	5957	5694	884	994	5081	1010
Burn-up [GWd/tHM]	7.8	7.8	73.3	73.3	52.4	78
Enrichment of fresh fuel	0.007114	0.007114				
Tail assay	0.0023	0.0023				
Cooling time [yr]	5	5	5	5	5	5
Investment cost [\$/kWe]	3000	4231	10440	6400	4100	15000
fixed O&M cost [\$/kW*yr]	50	50	120	108	80	150
conversion cost [\$/kgHM]	8	8				
Enrichment cost [\$/kgSWU]	110	110	400 <sup>1</sup>	400 <sup>1</sup>	400 <sup>1</sup>	500 <sup>1</sup>
Fuel fabrication cost [\$/kgHM]	275	275				
Cooling storage cost [\$/kgHM*yr]	5	5				
Interim storage cost [\$/kgHM]	4	4				
Natural uranium cost [\$/kgHM]	60	60				
Plant life [yr]	40	40	60	60	60	60
variable O&M costs [\$/kWh]	0.009	0.009	0.014	0.014	0.014	0.014

<sup>1</sup> Costo totale del combustibile

### **3.3.1. CANDU**

I dati dei CANDU installati sono stati presi da dati IAEA, in particolare dai documenti riportati in Rif. [17] e Rif. [18].

Per i due CANDU 6 previsti, i dati di costo sono tratti dal documento di programmazione stilato dal Governo rumeno (Rif. [16]), che ha già pianificato l'acquisto delle due unità nei prossimi anni.

### **3.3.2. ALFRED**

L'analisi economica del primo dimostratore è stata effettuata sulla base dei dati riportati al Rif. [15].

Per i reattori ALFRED successivi al prototipo è stato calcolato il costo di investimento, conservativamente, sottraendo dal costo globale di cui al Rif. [15] le voci di costo elencate di seguito:

1. Project Management, Engineering & Procurement e Licensing iniziali;
2. Costo di approvvigionamento di Uranio e Plutonio (compreso nella voce "enrichement cost" della Tabella 3.1).

### **3.3.3. LFR**

Il costo degli LFR è stato considerato pari a quello riportato nel Rif. [15], senza considerare che il futuro sviluppo del progetto (ad oggi focalizzato principalmente sulla dimostrazione della sicurezza e della fattibilità di questa promettente tecnologia) sarà certamente indirizzato anche verso una riduzione dei costi.

### **3.3.4. ADS**

Per la tecnologia ADS, infine, si deve tener conto che lo scopo principale dell'impianto non è quello di produrre energia ma è quello di bruciare attinidi; ne consegue che l'analisi del costo del kWh prodotto, che risulterebbe del tutto fuori mercato, è del tutto impropria.

La vendita di energia elettrica è quindi soltanto un modo per ridurre i costi globali di bruciamento degli attinidi minori.

La differenza tra il prezzo di produzione e quello di vendita (valutato nel par. 3.2) sarà quindi il prezzo da pagare per lo smaltimento degli MA tramite ADS.

### **3.4. Valutazioni economiche**

Le valutazioni economiche effettuate sono volte a dimostrare la fattibilità sia dei reattori refrigerati a Piombo, sia la possibilità, a costi accessibili, di realizzazione di un impianto ADS finalizzato alla riduzione del contenuto di MA presente nel combustibile esaurito della filiera CANDU, riducendone così di due ordini di grandezza il tempo di raggiungimento di un livello di radioattività comparabile con il fondo ambientale.

#### **3.4.1. Costo del kWh con tempo di ritorno dell'investimento a venti anni**

Sulla base dei dati di costo del kWh prodotto, riportati in Tabella 3.1, sono stati confrontati i vari reattori per permettere di valutare il costo di produzione dell'energia elettrica delle diverse filiere, imponendo un tempo di ritorno dell'investimento in venti anni: questa analisi è stata effettuata per ottenere dati interessanti anche dal punto di vista di un possibile investitore privato, risultando ad oggi difficile, anche se teoricamente possibile, reperire prestiti fruendo di un tempo di ammortamento più lungo. Ovviamente il costo del kWh ottenuto con queste ipotesi è soltanto il costo reale durante i primi venti anni di ammortamento, dopo i quali il costo si ridurrà drasticamente, venendo meno la voce più corposa che è proprio l'ammortamento.

In Tabella 3.2 si riportano, alla voce "*Total COST after giving pay back period*", i costi effettivi del kWh nei primi venti anni di esercizio corrispondenti al periodo di ammortamento viceversa, alla voce "*Average COST during all technical life*", quelli che si ottengono spalmando i costi di costruzione sull'intera vita tecnica degli impianti.



Tabella 3.2 – Costo del kWh per i reattori analizzati

	<b>CANDU6</b>	<b>CANDU</b>	<b>ALFRED 1</b>	<b>ALFRED 2</b>	<b>LFR</b>	<b>ADS</b>
<i>Decomissioning cost [\$ /kWh]</i>	0.0015	0.0015	0.0015	0.0015	0.0015	0.0015
<i>natural uranium cost [\$ /kWh]</i>	0.00127	0.00127	-	-	-	-
<i>investment cost [\$ /kWh]</i>	0.0483	0.0682	0.1826	0.1065	0.0667	0.299
<i>fuel cycle cost [\$ /kWh]</i>	0.00479	0.00479	0.00054	0.00054	0.00074	0.00083
<i>fixed O&amp;M cost [\$ /kWh]</i>	0.01939	0.01939	0.04077	0.03262	0.02308	0.07134
<i>variable O&amp;M cost [\$ /kWh]</i>	0.009	0.009	0.014	0.014	0.014	0.014
<b><i>TOTAL COST (first 20 years) [€/kWh]</i></b>	<b>0.0741</b>	<b>0.0603</b>	<b>0.1947</b>	<b>0.1325</b>	<b>0.0804</b>	<b>0.2972</b>
<b><i>Total COST after giving pay back period [€/kWh]</i></b>	<b>0.0211</b>	<b>0.0227</b>	<b>0.0543</b>	<b>0.0506</b>	<b>0.0290</b>	<b>0.0667</b>
<b><i>Average COST during all technical life [€/kWh]</i></b>	<b>0.0476</b>	<b>0.0415</b>	<b>0.1011</b>	<b>0.0779</b>	<b>0.0461</b>	<b>0.1436</b>

### **3.4.2. Costo di bruciamento degli MA tramite ADS**

Come si nota dalla tabella precedente, il funzionamento degli ADS prevede un costo del kWh prodotto molto più oneroso rispetto agli altri impianti, avendo assunto come ipotesi, analogamente a quanto previsto nello scenario ALTERNATIVA 2, che l'installazione dell'ADS avvenga nel 2060, offrendo sul mercato un servizio di bruciamento di attinidi nettamente sotto utilizzato.

Il prezzo di vendita del servizio è stimato nel valore tale da rendere il VAN=0.

Con un calcolo di prima approssimazione è stato valutato un costo di trasmutazione dei MA da ADS dell'ordine dei 1.3 M€ per kg di MA.

Altra alternativa possibile, però, sarebbe quella di ipotizzare uno sfruttamento pieno della capacità dell'ADS di bruciamento di MA ritardandone l'installazione al 2120, quando i reattori ALFRED saranno stati fermati. In questo modo si avrebbe uno stock di MA sufficiente per alimentare l'ADS; In questo caso l'extracosto dovuto all'ADS dovrebbe essere ripartito fin da subito tra i reattori già operanti e previsti, ad esempio come costo aggiuntivo sul kWh prodotto (facile da quantizzare), oppure sulla massa di MA prodotta (di difficile attuazione); per questo si prevede di inserire una voce di costo proporzionale all'energia elettrica prodotta.

Il costo stimato nel range 0.001-0.002 €/kWh, corrispondente ad un aumento dei costi di produzione da nucleare di circa il 2%.

## **4. Conclusioni**

Lo studio ha analizzato la fattibilità della trasmutazione di MA con ADS per ridurre drasticamente la durata dei rifiuti ad alta attività finalizzandolo ad un possibile scenario di evoluzione della potenza elettronucleare da installare in Romania entro un arco temporale di circa 100 anni.

Dall'analisi emerge che l'ipotesi di installare un bruciatore di attinidi nella regione nel medio termine (2060) risulterebbe economicamente penalizzante, viceversa l'ipotesi di sostituire integralmente la filiera CANDU con una flotta di LFR, o di LFR+ADS, lascia aperte varie ipotesi di sinergia con le nazioni vicine, visto che gli stoccaggi di TRU legati alla eredità della filiera CANDU risultano estremamente contenuti.

## 5. Bibliografia

- [1] “Toward sustainable nuclear energy system”, Margeanu, Banches, Rizea, Ionita - 30 July-30 August 2012, IAEA INPRO Dialog Forum
- [2] “A new paradigm for the core design aimed at the sustainability of nuclear energy: the solution of the extended equilibrium state”, C. Artioli, G. Grasso, C. Petrovich – Annals of Nuclear Energy 37 (2010) 915-922
- [3] “A core design approach aimed at sustainability and intrinsic safety “, G. Grasso ENEA - International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Paris, March 4-7, 2013
- [4] “Minor actinide transmutation in ADS: the EFIT core design”, C. Artioli et altri – International Conference on the physics of reactors, Intelaken, Switzerland, 2008
- [5] “Radioactive waste partitioning and transmutation within advanced fuel cycle: achievement and challenges”, M. Salvatores, G. Palmiotti – Progress in Particle and nuclear physics 66 (2011) 144-166
- [6] [“The Role of Nuclear Energy in a Low-carbon Energy Future”](#), NEA (2012)
- [7] “Accelerator-driven System (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycle. A comparative study”, NEA, 2002
- [8] “Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor”, ANSALDO NUCLEARE SPA, Periodic Report 2011-2013
- [9] “ELFR, the European Lead-cooled Fast Reactor” ,L. Mansani, ANSALDO NUCLEARE - Training Course on Seismic Protection of Lead-cooled Reactors, Maggio 2012
- [10] “The European Lead Fast Reactor strategy and the roadmap for the Demonstrator ALFRED”, A. Alemberti, D. De Bruyn, G. Grasso, L. Mansani, D. Mattioli, F. Roelofs - International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: 4–7 March 2013, Paris, France
- [11] “ALFRED the European Lead Fast Reactor Demonstrator “, A. Alemberti - The 5th Annual International Conference on Sustainable Development through Nuclear Research and Education 16-18 May 2012, Pitesti, Romania
- [12] “Lead-cooled fast reactor, LFR, development gaps” , M. Tarantino, L. Cinotti, D. Rozzia

- [13] Nuclear Energy and Sustainable Development, OECD Nuclear Energy Agency, 2010
- [14] EU Project Fp7-ARCAS, DELIVERABLE 6 - Executive summary
- [15] EU Project Fp7 LEADER, DELIVERABLE 30 – Coste estimation for the LFR and the ETDR
- [16] GOVERNMENT OF ROMANIA - DEPARTMENT FOR INFRASTRUCTURE PROJECTS AND FOREIGN INVESTMENTS (2012) FUNDING, DESIGNING AND EXECUTING REACTORS 3 AND 4 FROM CERNAVODA NUCLEAR POWER PLANT
- [17] G. Fesenko, V. Kuznetsov "Progress report on Economic data". Meeting Report of the 3rd Technical Meeting of the SYNERGIES Collaborative Project, 3-7 June, 2013. IAEA Headquarters, Vienna, Austria.
- [18] <http://www.iaea.org/pris/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=RO>  
(consultato il 29/08/2014)
- [19] OECD NEA (2010) Cost Estimation for Decommissioning, An International Overview of Cost Elements, Estimation Practice and Reporting Requirements
- [20] H. Abderrahim et al. MYRRHA: A multipurpose accelerator driven system for research & development. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 463 (2001) 487–494
- [21] “LFR safety approach and main ELFR safety analysis results”, E. Bubelis, M. Schikorr, M. Frogheri, L. Mansani, G. Bandini, L. Burgazzi, K. Mikityuk, Y. Zhang, R. Lo Frano, N. Forgiione, (IAEA-CN-199/297)
- [22] Gert Van den Eynde, Bart Sjenitzer, “Belgian Fuel Cycle” Meeting Report of the 3rd Technical Meeting of the SYNERGIES Collaborative Project, 3-7 June, 2013. IAEA Headquarters, Vienna, Austria

## ALLEGATO 1 (dati Figura 2.2 e Figura 2.3)

<b>ALTERNATIVA 1</b>							
Year	CERNAV. 1	CERNAV. 2	CERNAV. New 3+4	ALFRED 1	ALFRED 2	ELFR	POTENZA FORNITA [MW]
2015	1	1	0	0	0	0	1300
2016	1	1	0	0	0	0	1300
2017	1	1	0	0	0	0	1300
2018	1	1	0	0	0	0	1300
2019	1	1	0	0	0	0	1300
2020	1	1	2	0	0	0	2600
2021	1	1	2	0	0	0	2600
2022	1	1	2	0	0	0	2600
2023	1	1	2	0	0	0	2600
2024	1	1	2	0	0	0	2600
2025	1	1	2	0	0	0	2600
2026	1	1	2	1	0	0	2716
2027	1	1	2	1	0	0	2716
2028	1	1	2	1	0	0	2716
2029	1	1	2	1	0	0	2716
2030	1	1	2	1	0	0	2716
2031	1	1	2	1	0	0	2716
2032	1	1	2	1	0	0	2716
2033	1	1	2	1	0	0	2716
2034	1	1	2	1	0	0	2716
2035	1	1	2	1	0	0	2716
2036	1	1	2	1	0	0	2716
2037	0	1	2	1	6	0	2808
2038	0	1	2	1	6	0	2808
2039	0	1	2	1	6	0	2808
2040	0	1	2	1	6	0	2808
2041	0	1	2	1	6	0	2808
2042	0	1	2	1	6	0	2808
2043	0	1	2	1	6	0	2808
2044	0	1	2	1	6	0	2808
2045	0	1	2	1	6	0	2808
2046	0	1	2	1	6	0	2808
2047	0	1	2	1	6	0	2808
2048	0	0	2	1	12	0	2808
2049	0	0	2	1	12	0	2808
2050	0	0	2	1	12	0	2808
2051	0	0	2	1	12	0	2808
2052	0	0	2	1	12	0	2808
2053	0	0	2	1	12	0	2808
2054	0	0	2	1	12	0	2808
2055	0	0	2	1	12	0	2808
2056	0	0	2	1	12	0	2808
2057	0	0	2	1	12	0	2808
2058	0	0	2	1	12	0	2808
2059	0	0	2	1	12	0	2808
2060	0	0	0	1	12	3	3263
2061	0	0	0	1	12	3	3263
2062	0	0	0	1	12	3	3263
2063	0	0	0	1	12	3	3263
2064	0	0	0	1	12	3	3263
2065	0	0	0	1	12	3	3263
2066	0	0	0	1	12	3	3263
2067	0	0	0	1	12	3	3263
2068	0	0	0	1	12	3	3263
2069	0	0	0	1	12	3	3263
2070	0	0	0	1	12	3	3263
2071	0	0	0	1	12	3	3263
2072	0	0	0	1	12	3	3263
2073	0	0	0	1	12	3	3263
2074	0	0	0	1	12	3	3263
2075	0	0	0	1	12	3	3263
2076	0	0	0	1	12	3	3263
2077	0	0	0	1	12	3	3263
2078	0	0	0	1	12	3	3263
2079	0	0	0	1	12	3	3263
2080	0	0	0	1	12	3	3263
2081	0	0	0	1	12	3	3263
2082	0	0	0	1	12	3	3263
2083	0	0	0	1	12	3	3263
2084	0	0	0	1	12	3	3263
2085	0	0	0	1	12	3	3263
2086	0	0	0	1	12	3	3263
2087	0	0	0	0	13	3	3263
2088	0	0	0	0	13	3	3263
2089	0	0	0	0	13	3	3263
2090	0	0	0	0	13	3	3263
2091	0	0	0	0	13	3	3263

.....  
 .....segue

2113	0	0	0	0	13	3	3263
2114	0	0	0	0	13	3	3263
2115	0	0	0	0	13	3	3263
2116	0	0	0	0	13	3	3263
2117	0	0	0	0	13	3	3263
2118	0	0	0	0	13	3	3263
2119	0	0	0	0	13	3	3263
2120	0	0	0	0	13	3	3263

### ALTERNATIVA 2 con ADS

Year	VVER	ALWR	CANDU6	CANDU old	ALFRED 1	ALFRED 2	ELFR	ADS	POTENZA NETTA resa GW
2015	0	0	0	2	0	0	0	0	1,3
2016	0	0	0	2	0	0	0	0	1,3
2017	0	0	0	2	0	0	0	0	1,3
2018	0	0	0	2	0	0	0	0	1,3
2019	0	0	0	2	0	0	0	0	1,3
2020	0	0	2	2	0	0	0	0	2,66
2021	0	0	2	2	0	0	0	0	2,66
2022	0	0	2	2	0	0	0	0	2,66
2023	0	0	2	2	0	0	0	0	2,66
2024	0	0	2	2	0	0	0	0	2,66
2025	0	0	2	2	0	0	0	0	2,66
2026	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2027	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2028	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2029	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2030	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2031	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2032	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2033	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2034	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2035	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2036	0	0	2	2	1	0	0	0	2,776
2037	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2038	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2039	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2040	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2041	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2042	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2043	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2044	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2045	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2046	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2047	0	0	2	1	1	6	0	0	2,822
2048	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2049	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2050	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2051	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2052	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2053	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2054	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2055	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2056	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2057	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2058	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2059	0	0	2	0	1	11	0	0	2,752
2060	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2061	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2062	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2063	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2064	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2065	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2066	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2067	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2068	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2069	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2070	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2071	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675
2072	0	0	0	0	1	11	2	1	2,675

segue

.....  
 .....

2107	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2108	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2109	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2110	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2111	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2112	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2113	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2114	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2115	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2116	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2117	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2118	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2119	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559
2120	0	0	0	0	0	11	2	1	2,559

## **SECONDA PARTE**



## Introduzione

Allo scopo di aumentare il contributo dell'energia nucleare nella produzione di potenza, è necessario sviluppare e concepire reattori nucleari innovativi caratterizzati da adeguati cicli del combustibile che consentano di garantire la *sostenibilità* di questa forma di energia. Questa richiede la conservazione delle risorse, la protezione dell'ambiente e di poter permettere alle future generazioni di soddisfare i propri bisogni senza aggravarli di onerosi lasciti. La sostenibilità del nucleare riguarda principalmente due aspetti. Il primo è l'effettiva utilizzazione del combustibile in modo da garantire un adeguato approvvigionamento per i prossimi secoli mediante riprocessamento del combustibile esausto e fertilizzazione dell'isotopo U238. Il secondo aspetto è la riduzione della produzione delle scorie nucleari radioattive a lunga vita (con particolare riferimento a elementi transuranici e attinidi minori) che da un lato migliorerebbe la protezione della salute pubblica e dell'ambiente e dall'altro ridurrebbe il rischio e la radiotossicità collegati alle scorie e ai depositi geologici, migliorando l'accettabilità di questa forma di energia. Da questo punto di vista, si prevede che, a parità di energia prodotta, i cicli chiusi del combustibile nei reattori veloci possano limitare di due ordini di grandezza i quantitativi di uranio naturale consumati nei cicli aperti comunemente adottati per i reattori ad acqua leggera. Allo stesso tempo queste promettenti strategie dovrebbero consentire di limitare fortemente anche le masse di transuranici destinate allo smaltimento finale (OECD/NEA, 2006). Non ultimo, il problema di una maggiore sicurezza contro la proliferazione rientra tra gli obiettivi dell'ottimizzazione della strategia di utilizzazione del combustibile.

In quest'ottica, tra le tecnologie prese in considerazione dal Generation IV International Forum (GIF, 2002), vi sono i reattori veloci raffreddati a piombo (LFR). Allo scopo di dimostrare la fattibilità di questa filiera di reattori, nel corso del progetto LEADER (promosso e finanziato dal EURATOM 7<sup>th</sup> Framework Program), è stato sviluppato il progetto di un reattore LFR di taglia industriale, denominato ELFR (European Lead-cooled Fast Reactor) (LEADER Project FP7, 2009).

Al fine di analizzare configurazioni del nocciolo del reattore e diverse strategie di utilizzazione del combustibile che soddisfino gli obiettivi di sostenibilità, risulta indispensabile avere a disposizione uno strumento per effettuare simulazioni neutroniche volto a valutare l'efficacia delle diverse opzioni, confrontandole in termini di sostenibilità ambientale, livello della sicurezza ed efficienza del sistema. Sebbene le specifiche del nocciolo e le strategie di gestione del combustibile siano tipicamente determinate con un

approccio *a priori*, considerando gli obiettivi da raggiungere e i vincoli da rispettare (Artioli, et al., 2010), questi devono essere confermati da codici di calcolo neutronici.

In questo lavoro, il codice Monte Carlo Serpent (Leppänen, 2007) è stato impiegato per studiare la fattibilità del ciclo del combustibile adiabatico per il reattore ELFR (Artioli et al., 2010; Grasso et al., 2013), sviluppato in ENEA UTFISSM-PRONOC. Il lavoro ha riguardato la modellazione dell'intero nocciolo del reattore, comprendente le tre zone di combustibile (INN, OUT e EXT), le barre di sicurezza e di controllo, gli elementi dummy, il vessel e il piombo circostante. Inoltre è stata modellata la barretta di combustibile nella sua lunghezza, includendo anche le zone al di sopra e al di sotto della zona attiva. Per quanto riguarda l'analisi di bruciamento, il nocciolo è stato diviso in tre zone radiali (corrispondenti alle tre diverse zone di combustibile) e in dieci zone assiali. Per ogni passo temporale, è stato possibile analizzare la criticità, ovvero il fattore di moltiplicazione neutronica, l'evoluzione delle concentrazioni dei principali isotopi di interesse e il flusso in senso radiale e assiale.

## **Lista degli acronimi**

ALFRED	Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator
CRAM	Chebyshev Rational Approximation Method
ELFR	European Lead-cooled Fast Reactor
ENEA	Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
EXT	Regione esterna del core
FP7	EURATOM 7th Framework Program
INN	Regione interna del core
LEADER	Lead-cooled European Advanced DEMonstrator Reactor
LFR	Lead-cooled Fast Reactor
LWR	Light Water Reactor
MCNP	Monte Carlo N-Particle Transport Code
NEA	Nuclear Energy Agency
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development
OUT	Regione intermedia del core
PSG	Probabilistic Scattering Game
TRU	Transuranici
TTA	Transmutation Trajectory Analysis

(questa pagina è stata lasciata intenzionalmente vuota)

## Indice delle figure

Figura 1. Nocciolo del reattore ELFR.....	50
Figura 2. Elemento del combustibile del reattore ELFR.....	50
Figura 3. Barretta di combustibile del reattore ELFR.....	51
Figura 4. Barre di controllo (sx) e di sicurezza (dx) del reattore ELFR .....	51
Figura 5. Vista radiale del nocciolo (a sinistra), ingrandimento del elemento di combustibile posto al centro (a destra). .....	55
Figura 6. Sezione longitudinale del reattore ELFR in Serpent. ....	55
Figura 7. Evoluzione temporale del coefficiente di moltiplicazione. ....	60
Figura 8. Schema concettuale di ciclo adiabatico del combustibile (Artioli et al., 2010).....	61
Figura 9. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi dell'uranio. ....	62
Figura 10. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi del plutonio.....	63
Figura 11. Evoluzione delle concentrazioni dei transuranici. ....	64
Figura 12. Evoluzione delle concentrazioni dei veleni neutronici. ....	65
Figura 13. Rappresentazione dell'andamento del flusso termico (blu) e della densità di reazioni di fissione (rosso). ....	66
Figura 14. Spettro neutronico all'interno del combustibile zona INT (blu) e zona EXT (rosso). ....	67
Figura 15. Dall'alto verso il basso, profilo assiale nell'elemento di combustibile centrale, in un elemento di combustibile OUT e in un elemento di combustibile EXT. ....	68
Figura 16. Distribuzione radiale del flusso neutronico nel nocciolo, suddiviso per gruppi energetici (flusso in u.a.).....	70
Figura 17. Evoluzione temporale del coefficiente di moltiplicazione (bruciamento 10 anni).....	74
Figura 18. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi dell'uranio (bruciamento 10 anni).....	74
Figura 19. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi del plutonio (bruciamento 10 anni). ....	75

Figura 20. Evoluzione delle concentrazioni dei transuranici (bruciamento 10 anni).....75

Figura 21. Evoluzione delle concentrazioni dei veleni neutronici (bruciamento 10 anni). .....76

## **Indice delle tabelle**

Tabella 1. Principali parametri geometrici del nocciolo. ....	51
Tabella 2. Parametri geometrici degli elementi di combustibile e dei dummy elements. ....	52
Tabella 3. Parametri geometrici delle barre di controllo.....	54
Tabella 4. Composizione iniziale del combustibile. ....	55
Tabella 5. Composizione dell'acciaio T91.....	56
Tabella 6. Composizione dell'acciaio AISI316LN.....	57
Tabella 7. Composizione del piombo.....	56
Tabella 8. Composizione del materiale riflettore. ....	57
Tabella 9. Suddivisione dei gruppi energetici utilizzati.....	67

(questa pagina è stata lasciata intenzionalmente vuota)

## 1. Il codice Serpent

Serpent è un codice Monte Carlo, sviluppato per la simulazione del trasporto neutronico, prevalentemente utilizzato per svolgere calcoli di bruciamento e generare costanti di gruppo omogeneizzate da impiegarsi in codici deterministici. Lo sviluppo del codice cominciò sotto il nome di "Probabilistic Scattering Game", o PSG, presso il VTT Technical Research Centre in Finlandia nel 2004. Le principali applicazioni di Serpent riguardano:

- L'omogeneizzazione spaziale e la generazione delle costanti di gruppo da adottare nei simulatori di fisica del reattore basati su approcci deterministici;
- Studi sul ciclo del combustibile che coinvolgono simulazioni dettagliate del bruciamento a livello degli elementi di combustibile;
- Validazione di codici di trasporto deterministici;
- Modellistica di reattori di ricerca, Small Modular Reactors e altri sistemi accoppiati;
- Applicazioni in cui è necessario adottare un approccio multi-fisico.

Nel presente lavoro, Serpent è stato utilizzato principalmente per lo studio del ciclo del combustibile. Il principale fattore limitante che si riscontra in questo tipo di analisi è il tempo di calcolo elevato, che può costituire un problema proprio per i calcoli di bruciamento. Al fine di superare queste limitazioni, Serpent impiega determinate tecniche che consentono di svolgere la simulazione del trasporto neutronico con minori tempi computazionali rispetto ad altri codici. Di seguito verranno descritti i due principali approcci utilizzati da Serpent in tal senso: l'uso dell' *unionized energy grid* e il *delta-tracking*.

### 1.1. *Unionized energy grid format*

La dipendenza dall'energia delle sezioni d'urto raccolte nelle librerie usate da Serpent viene ricostruita mediante una *unionized energy grid*, adottata per le diverse reazioni considerate ([Leppänen, 2009a](#)). Nei codici Monte Carlo i dati relativi alle reazioni che avvengono durante il processo di trasporto sono tabulati e il valore delle sezioni d'urto per ciascun valore richiesto di energia viene calcolato interpolando linearmente:

$$\sigma(E) = \frac{E - E_{j-1}}{E_j - E_{j-1}} (\sigma_j - \sigma_{j-1}) + \sigma_{j-1} \quad (1)$$



dove  $E_j$  e  $E_{j-1}$  sono i valori tabulati per le energie di cui si dispongono i dati nucleari e  $\sigma_j$  e  $\sigma_{j-1}$  sono le corrispondenti sezioni d'urto tabulate. L'indice  $j$  nella *energy grid* viene ricercato con un algoritmo iterativo in maniera tale che valga la seguente condizione

$$E_{j-1} < E < E_j \quad (2)$$

Le *energy grids* vengono ricostruite per ciascun nuclide in modo tale che la valutazione dei dati nucleari avvenga con la migliore precisione possibile. I dati nucleari sono specifici per il singolo nuclide considerato (il valore dell'indice  $j$  dipende dal tipo di nuclide) e, conseguentemente, per ogni reazione e per ogni energia, la ricerca dell'indice  $j$  per interpolare il valore della sezione d'urto corrispondente deve essere svolta di nuovo.

Dato che durante la simulazione del trasporto, per valutare il punto in cui si verificherà la prossima interazione, è necessario stimare la sezione d'urto macroscopica e che tale processo richiede di sommare le sezioni d'urto relative a tutti i nuclidi coinvolti, la valutazione delle sezioni d'urto secondo la modalità descritta può diventare particolarmente penalizzante qualora il numero dei nuclidi da considerare sia particolarmente alto. Questo è il caso delle analisi di bruciamento, in cui un gran numero di attinidi e di prodotti di fissione si accumulano nei materiali irraggiati, rallentando la simulazione di un fattore 5 passando da calcoli effettuati su fresh fuel a quelli effettuati su un fuel irraggiato ad alto bruciamento. In Serpent questo peggioramento delle prestazioni è assai più contenuto, dato che grazie all'impiego della unionized energy grid, la velocità di calcolo, a parità di caso test, rallenta solo di un fattore 1,25.

La *unionized energy grid* è una *grid* che viene impiegata per tabulare le sezioni d'urto di tutti i nuclidi contemplati nelle simulazioni Monte Carlo ad energia continua, realizzata combinando i dati relativi alle *energy grids* specifiche dei vari nuclidi.

L'uso della stessa *energy grid* per tutte le sezioni d'urto consente di ottenere un aumento della velocità nelle simulazioni, dato che il numero di iterazioni necessarie per valutare il valore della sezione d'urto desiderata viene ridotto al minimo. Infatti, la ricerca iterativa degli indici deve essere risolta solo una volta per ogni valore di energia. Lo stesso indice e lo stesso fattore di interpolazione:

$$f(E) = \frac{E - E_{j-1}}{E_j - E_{j-1}} \quad (3)$$

possono essere usati per il calcolo di qualunque sezione d'urto in ogni zona del dominio spaziale considerato, fino a quando il neutrone non modifica la sua energia a seguito di una reazione di scattering o la storia simulata si esaurisce. Inoltre, le sezioni d'urto macroscopiche per ogni materiale vengono pre-generate prima della simulazione del trasporto di neutroni. Invece di calcolare le sezioni d'urto sommando sui nuclidi costituenti durante il tracciamento delle traiettorie delle particelle, i valori vengono letti da tabelle pre-generate.

Lo svantaggio di questo approccio è che la memoria necessaria viene sprecata per incamerare dati non necessari. Come accennato in precedenza, questo aspetto non costituisce un problema nei calcoli che riguardano il *fresh fuel*, dato che il numero di nuclidi considerati è inferiore a 40 e la *energy grid* richiede una memoria complessiva di poco inferiore a 1 Gb. Invece, nei calcoli di bruciamento, i dati nucleari richiesti riguardano più di 300 nuclidi fra attinidi e prodotti di fissione e quando la *unionized energy grid* viene ricostruita, la memoria complessiva richiesta aumenta a diverse decine di gigabytes.

Per superare questo problema, la nuova versione di Serpent fornisce diversi modi per ottimizzare la procedura per il calcolo di problemi di bruciamento, in cui l'approccio della *unionized energy grid* viene impiegato selettivamente ([Leppänen, 2012](#)). Sono infatti disponibili due metodi diretti per limitare entro livelli ragionevoli l'impiego della memoria.

- Il primo metodo è basato sulla rimozione dei punti in eccesso nella *unionized energy grid*, che possono influenzare l'accuratezza del calcolo a causa dell'inevitabile perdita di dati. In primo luogo si limita il numero di punti relativi alla zona termica: i dati di scattering riguardano meno di 1000 punti e dato che i punti sono tra loro piuttosto simili non c'è bisogno di accumulare tutti queste informazioni per ciascun nuclide. In secondo luogo viene praticato il *grid thinning*: se la distanza fra due valori adiacenti è inferiore ad una tolleranza prestabilita, mediante la media aritmetica i due punti vengono sostituiti da un'appropriata combinazione.
- Il secondo metodo (*double indexing*) conserva tutti i dati a disposizione e usa la *unionized grid* solo per accedere alle sezioni d'urto di partenza. Infatti nessuna ricostruzione viene effettuata se i dati vengono mantenuti nella loro forma originale. Il codice ricostruisce una lista degli indici originali sulla *unionized energy grid*, così che ogni intervallo sulla grid sia in diretta corrispondenza con la grid di partenza. La ricerca iterativa degli indici anche in questo caso viene svolta solo una volta per ogni valore di energia e l'indice è valido per tutti i materiali presenti nel dominio. Il

vantaggio rispetto all'approccio utilizzato da altri codici Monte Carlo è che quando si deve valutare il valore della sezione d'urto per l'energia richiesta, il codice prima impiega l'indice della *unionized energy grid* per ricavare attraverso una tabella di valori pre-calcolati l'indice della *energy grid* corrispondente al nuclide, evitando così di effettuare la dispendiosa ricerca iterativa.

### 1.2. *Woodcock delta-tracking method*

In Serpent, la simulazione del trasporto di neutroni si basa sulla combinazione dell'approccio convenzionale basato sul *surface-to-surface ray-tracing* e del *delta-tracking method* (Woodcock, 1965). La differenza del *delta-tracking* rispetto ai metodi convenzionali basati sul *surface to-surface ray-tracing* consiste nel fatto che il cammino del neutrone avviene attraverso le diverse regioni del dominio senza interrompere il cammino della particella sui bordi delle regioni. Si tratta essenzialmente di una tecnica di campionamento con rigetto. L'idea alla base di questo approccio è quella di omogeneizzare tutte le sezioni d'urto in modo tale che le lunghezze di volo campionate siano valide su tutto il dominio. A questo scopo viene introdotto il concetto di *collisione virtuale*, cioè una collisione che però non modifica né l'energia, né la direzione del neutrone coinvolto. Il primo passo è quello di definire un maggiorante delle sezioni d'urto caratteristiche dei materiali presenti nel dominio ( $\Sigma_{maj}$ ) tale che le lunghezze campionate usando questa sezione d'urto siano statisticamente valide su tutto il dominio. In questo modo non c'è bisogno di interrompere il cammino del neutrone quando si passa da un materiale ad un altro per ri-campionare la distanza di volo.

A questo punto, dopo aver campionato la distanza di volo, viene introdotto il criterio di rigetto: infatti la collisione e il punto di collisione vengono accettati se vale la seguente condizione:

$$P_m(E) = \frac{\Sigma_{tot,m}(E)}{\Sigma_{maj}(E)} \quad (4)$$

Altrimenti, se il punto viene rigettato, la collisione non è fisica (è "virtuale") e il neutrone prosegue indisturbato. La routine che adotta questo approccio ha dimostrato di essere efficiente e adatta alle geometrie in cui il libero cammino medio dei neutroni è grande rispetto alle dimensioni del dominio, che è generalmente il caso dei elementi di combustibile.

La principale controindicazione del *delta-tracking* è che la stima del *track-length* del flusso neutronico non è disponibile e i ratei di reazione devono essere calcolati impiegando l'estimatore delle collisioni (potenzialmente meno efficiente). Generalmente questo aspetto non costituisce un problema quando i ratei di reazione vengono valutati nelle regioni ad alta densità di collisioni. Tuttavia, l'efficienza dello stimatore delle collisioni diminuisce nei volumi ridotti o sottili che si trovano lontano dalla regione attiva. In particolare, nel caso del vuoto, questo aspetto è assai dannoso: infatti anche se la stima delle interazioni in tale regione non è di alcun interesse, questo peggioramento della statistica può peggiorare la stima delle costanti di gruppo omogeneizzate sul volume, portando ad una sovrastima che diventa inaccettabile nei reattori a gas.

Per tale ragione, la routine di partenza è stata completata dando la possibilità di impiegare anche l'approccio convenzionale del *surface-to-surface ray-tracing* per superare i problemi di efficienza legati alla presenza degli assorbitori localizzati (veleni bruciabili o barre di controllo) (Leppänen, 2010). Infatti, quando l'efficienza di campionamento delle collisioni scende sotto una certa soglia e il *delta-tracking* è inadeguato, si passa all'approccio convenzionale. La scelta fra l'impiego di un metodo piuttosto dell'altro viene effettuata confrontando il libero cammino medio prodotto dal campionamento con il maggiorante e quello ottenuto adottando la sezione d'urto fisica data dal materiale nel quale si trova il neutrone.

In particolare, se:

$$\frac{\Sigma_{tot,m}(E)}{\Sigma_{maj}(E)} > 1 - c \quad (5)$$

la lunghezza del cammino viene campionata usando il maggiorante e l'eventuale rigetto viene effettuato nel punto di collisione. Invece, se la condizione non è verificata, la routine calcola la distanza dall'interfaccia più vicina con un diverso materiale, campiona la lunghezza di volo usando la sezione d'urto fisica e interrompe il cammino del neutrone qualora l'interfaccia venisse attraversata.

## 2. Modello di ELFR

### 2.1. Reattore ELFR

L'ELFR (*European Lead-cooled Fast Reactor*) è un reattore rappresentativo della fattibilità della tecnologia dei reattori raffreddati a piombo avente una potenza termica di 1500 MW. Il nocciolo (Figura 1) prevede un reticolo esagonale composto da 427 elementi di combustibile (Figura 2) con 169 barrette ciascuno (Figura 3), 12 barre di controllo, 12 barre di sicurezza (Figura 4) e 132 *dummy elements*. I principali parametri sono riassunti nella Tabella 1.

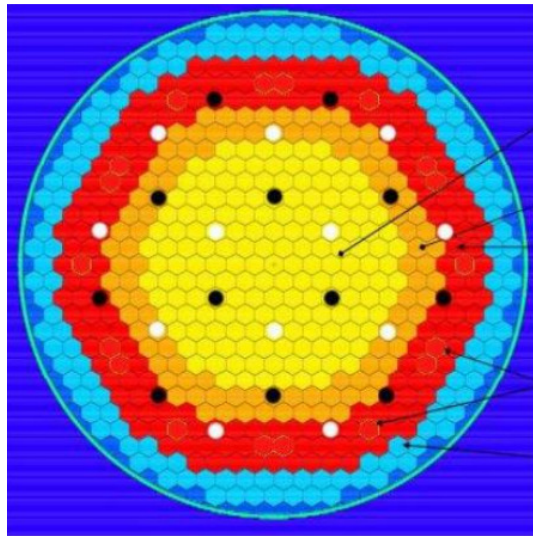


Figura 5. Nocciolo del reattore ELFR

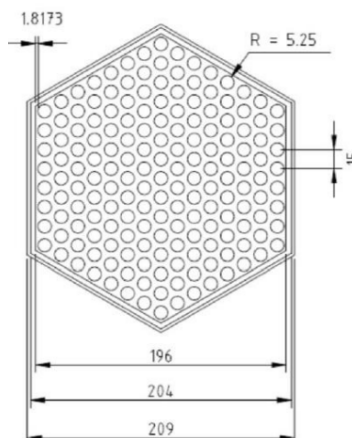
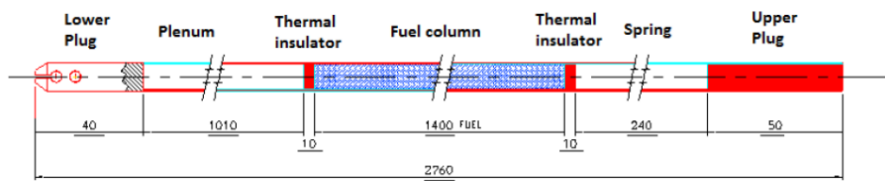
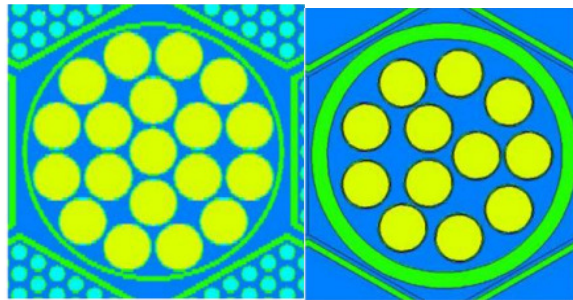


Figura 6. Elemento del combustibile del reattore ELFR



**Figura 7. Barretta di combustibile del reattore ELFR**



**Figura 8. Barre di controllo (sx) e di sicurezza (dx) del reattore ELFR**

**Tabella 3. Principali parametri geometrici del nocciolo.**

Parametro	Valore
Potenza termica, MW	1500
Altezza attiva, cm	100
Numero di elementi di combustibile	427
Numero di barrette per ogni elemento di combustibile	169
Passo delle pin, mm	15.00
Elementi di combustibile nella zona INN	157
Elementi di combustibile nella zona OUT	84
Elementi di combustibile nella zona EXT	186
Numero dei dummy elements	132
Numero delle barre di controllo	12
Numero delle barre di sicurezza	12

## 2.2. Geometria

Il modello del reattore ELFR è costituito da un cilindro avente raggio pari a 400 cm e altezza 500 cm. Il cilindro contiene un nocciolo circondato dal core barrel, che è riempito da piombo a tre diverse temperature corrispondenti alle condizioni in ingresso, medie e in uscita dal nocciolo. Il core barrel, in particolare, è un cilindro di T91, avente raggio interno pari a 282 cm, spessore 14 cm, e altezza pari a quella del reattore (500 cm). Opportune condizioni al contorno (“black”, ovvero il neutrone che passa la frontiera del dominio definito viene rimosso dal sistema) sono state applicate.

Il modello del nocciolo del reattore ELFR è composto da elementi di combustibile esagonali posizionati all’interno del core barrel ai vertici di un reticoli triangolare avente passo pari a 20.9 cm. Gli elementi di combustibile sono rappresentati da un fascio di 169

barrette di combustibile disposti secondo un reticolo esagonale chiuso (presenza di un wrapper intorno agli elementi di combustibile), con passo pari a 1,5 cm. Ulteriori informazioni riguardanti le barrette di combustibile sono fornite in Tabella 2. Per quanto riguarda l'altezza attiva, è stato scelto nella configurazione definitiva, un valore particolarmente ridotto (1 m) al fine di migliorare la risposta del sistema in condizioni incidentali. Infatti, limitando l'altezza attiva del nocciolo, si va ad aumentare l'impatto delle fughe in direzione assiale durante i transitori incidentali, che garantiscono un rilevante feedback negativo di reattività.

**Tabella 4. Parametri geometri degli elementi di combustibile e dei dummy elements.**

<b>Parametro</b>	<b>zona INN</b>	<b>zona OUT</b>	<b>zona EXT</b>	<b>Dummy</b>
Raggio interno, mm	1	1	0	0
Raggio pellet, mm	4,5	4,75	4,75	4,75
Ampiezza intercapedine, mm	0,15	0,15	0,15	0,15
Raggio interno guaina, mm	4,65	4,9	4,9	4,9
Spessore guaina, mm	0,6	0,6	0,6	0,6
Raggio esterno guaina, mm	5,25	5,5	5,5	5,5

Per quanto riguarda il ciclo del combustibile l'obiettivo del reattore ELFR è quello di garantire la sostenibilità a monte e a valle del reattore, in linea con i propositi del GIF. L'idea alla base del concetto di reattore adiabatico (Artioli, et al., 2010; Grasso et al., 2013) è di gestire il reattore con il combustibile all'equilibrio in modo tale che la composizione resti la stessa tra due cariche successive, garantendo il completo recupero di tutti gli attinidi, impiegando in ingresso uranio naturale o impoverito e producendo come rifiuto solo i prodotti di fissione. Si comprende quindi come la composizione del combustibile (risultato di un processo di ottimizzazione) sia fissata. Pertanto, nel design del nocciolo, al fine di conseguire l'appiattimento del profilo radiale di potenza (così da incrementare il bruciamento medio del combustibile), è stato necessario diversificare le tipologie di fuel pin impiegate, in base alle differenti percentuali in volume di combustibile.

In generale, avendo come scopo l'appiattimento di potenza radiale nel nocciolo, si può agire in due modi:

- Variando l'arricchimento del combustibile;
- Variando le frazioni volumetriche del combustibile.

Avendo deciso di applicare il ciclo del combustibile adiabatico per il reattore ELFR, le diverse regioni sono caratterizzate da un arricchimento uniforme e quindi la seconda opzione è stata implementata. Inizialmente, erano state considerate due diverse regioni (INN e OUT). In virtù della ridotta altezza attiva scelta e quindi della difficoltà di raggiungimento delle condizioni di criticità, si è deciso di fissare il raggio del foro centrale delle pastiglie (sia nella zona INN che nella zona OUT) e di variare il raggio esterno della pastiglia. Infatti, allargare il raggio del foro centrale avrebbe ulteriormente compromesso la possibilità di conseguire la criticità. Tuttavia, dalle analisi preliminari sul bruciamento del combustibile su un orizzonte temporale di 5 anni (Dioni, 2013), si è visto che il valore massimo riscontrato nella zona INN era eccessivo (109.17 MWd/kg<sub>HM</sub>) rispetto al valore adottato come riferimento (100 MWd/kg<sub>HM</sub>) per il dimensionamento dell'intercapedine fra pastiglia e guaina. Perciò, si è passati alla configurazione finale in cui sono previste tre zone (INN, OUT e EXT). Questa configurazione permette di abbassare l'onere di produzione di potenza che grava sulla zona INN a fronte di un aumento della percentuale in volume di combustibile nella nuova zona EXT. Nell'ottica di intaccare il meno possibile il bilancio termico e di mantenere una geometria prossima a quella delle pin della zona OUT, sono state definite delle pastiglie di combustibile per la zona EXT piene con raggio pari a 4.75 mm (Dioni, 2013).

Assialmente le barrette di combustibile sono rappresentate in maniera eterogenea. Infatti, le fuel pellets in basso sono sostenute da un tubo di T91, avente raggio interno pari a quello delle fuel pellet moltiplicato per 0.9 (0.4185 cm) e raggio esterno pari al raggio interno delle guaine (0.465 cm). L'interno di questo tubo di sostegno è cavo e costituisce la regione del *lower gas plenum*. Tra le fuel pellets e il tubo di sostegno vi sono degli isolanti di zirconio, rappresentati da cilindri solidi di altezza 1 cm e raggio pari a quello interno delle guaine. Al di sopra della zona attiva è presente una molla, che è separata dalle pellet da un altro strato di isolanti, simile a quello inferiore. La regione gassosa all'interno del cilindro superiore costituisce l'*upper gas plenum*.

Per quanto riguarda gli organi di controllo del reattore (Tabella 3), sono stati modellati i due sistemi separati e ridondanti fra loro previsti nel design del nocciolo:

- Un sistema di controllo (*Control Rods*), utilizzato sia per il normale controllo che per lo SCRAM (inserzione delle barre in caso di emergenza), costituito da 12 elementi di controllo, ciascuno dei quali contiene un fascio di 12 barre. Per l'estrazione, il fascio di barre viene azionato da un opportuno meccanismo che le rimuove dal fondo del



nocciolo, mentre l'inserimento avviene sfruttando la spinta di galleggiamento, essendo le barre immerse nel piombo del circuito primario.

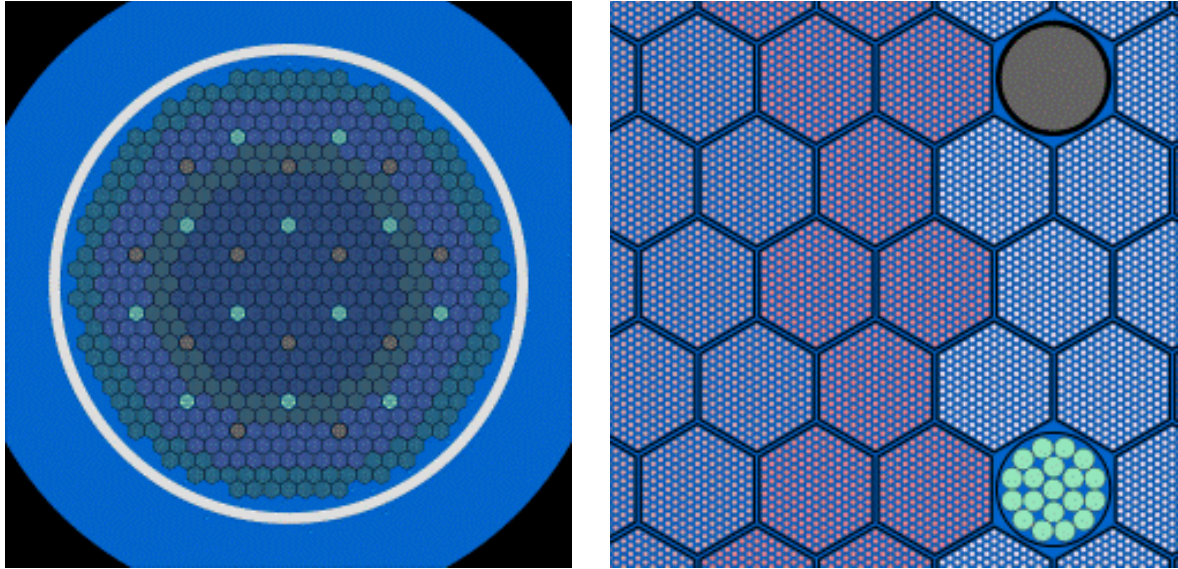
- Un sistema di sicurezza (*Safety Rods*) costituito da 12 elementi di controllo, ciascuno dei quali contiene un fascio di 12 barre riempite. Durante il funzionamento nominale del reattore, le barre vengono estratte verso l'alto. Nel caso l'inserzione risulti necessaria, vengono azionate mediante un sistema pneumatico, che viene integrato dall'effetto gravitazionale di un peso in tungsteno.

**Tabella 5. Parametri geometrici delle barre di controllo.**

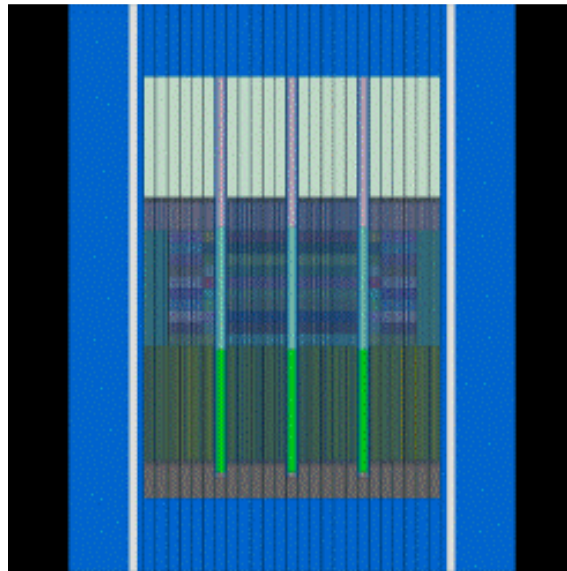
Parameter	Control Rods	Safety Rods
Raggio interno pellet, mm	18	18
Raggio interno guaina, mm	18,4	18,4
Raggio esterno guaina, mm	19	19
Passo tra barre, mm	40,28	88.5
Raggio interno barra di controllo, mm	98	92
Raggio esterno barra di controllo, mm	102	102

Il codice Serpent adotta un approccio basato sugli universi (*geometria combinatoriale*) per rappresentare la geometria del dominio studiato, analogamente ad altri codici Monte Carlo, come MCNP e Keno-VI. Questo significa che la geometria viene suddivisa in più livelli, definiti indipendentemente fra loro e successivamente annidati. L'elemento base è la cella, cioè una regione di spazio delimitata usando delle superfici elementari. Ogni cella viene poi riempita con una composizione omogenea di materiale, con il vuoto o con un altro universo, costruendo così delle configurazioni via via più complesse.

Nel file di input, viene inizialmente definita l'entità elementare, la barretta di combustibile, descritta indipendentemente nel suo specifico universo. Il livello successivo è l'elemento di combustibile, in cui l'universo barretta viene disposto in base alla configurazione degli elementi di combustibile. Infine, i diversi universi che costituiscono l'entità elemento di combustibile vengono disposti in base al reticolo caratteristico del nocciolo, che infine viene circondato dai riflettori assiali e radiali e dalle pareti del vessel. La vista radiale e longitudinale del modello del reattore ELFR sono visibili in Figura 5 e 6.



**Figura 9. Vista radiale del nocciolo (a sinistra), ingrandimento del elemento di combustibile posto al centro (a destra).**



**Figura 10. Sezione longitudinale del reattore ELFR in Serpent.**

### 2.3. Materiali

La libreria di sezioni d'urto JEFF-3.1 (Koning, et al., 2006) è stata utilizzata per le simulazioni. Per gli isotopi del combustibile, la temperatura nominale di allargamento delle risonanze per effetto Doppler è di 1200 K, mentre per gli altri materiali (guaina, piombo, ...) la temperatura è stata fissata a 600 K.

La composizione del combustibile (densità  $10,47 \text{ g/cm}^3$ ) a inizio ciclo è fissata tramite il metodo proposto da Artioli et al., 2010 per il concetto di reattore adiabatico (Tabella 4). Non sono stati considerati gli effetti di dilatazione geometrica assiale e radiale del nocciolo.

**Tabella 6. Composizione iniziale del combustibile**

(Grasso et al., 2013; Dioni, 2013; Doderlein et al., 2013).

Isotopo	frazione at.	Isotopo	frazione at.	Isotopo	frazione at.
U-232	$8.73609 \cdot 10^{-8}$	Np-240	$5,20880 \cdot 10^{-18}$	Am-242g	$1,00000 \cdot 10^{-22}$
U-233	$1.600357 \cdot 10^{-7}$	Np-241	0,0	Am-242m	$2,59733 \cdot 10^{-4}$
U-234	$2.51146 \cdot 10^{-3}$	Pu-236	$6,55252 \cdot 10^{-10}$	Am-243	$2,04585 \cdot 10^{-3}$
U-235	$1.16272 \cdot 10^{-3}$	Pu-237	$1,16363 \cdot 10^{-26}$	Am-244	0,0
U-235m	$1.91511 \cdot 10^{-10}$	Pu-238	$5,21856 \cdot 10^{-3}$	Am-244m	0,0
U-236	$1.82942 \cdot 10^{-3}$	Pu-239	$9,71332 \cdot 10^{-2}$	Am-245	0,0
U-237	$1.61446 \cdot 10^{-10}$	Pu-240	$6,72506 \cdot 10^{-2}$	Cm-241	$2,18634 \cdot 10^{-35}$
U-238	0.800111	Pu-241	$5,07250 \cdot 10^{-3}$	Cm-242	$6,81259 \cdot 10^{-7}$
U-239	0,0	Pu-242	$6,83984 \cdot 10^{-3}$	Cm-243	$2,69464 \cdot 10^{-5}$
U-240	$7,11897 \cdot 10^{-17}$	Pu-243	$1,54384 \cdot 10^{-15}$	Cm-244	$9,53685 \cdot 10^{-4}$
Np-235	$1,13855 \cdot 10^{-17}$	Pu-244	$3,57795 \cdot 10^{-6}$	Cm-245	$3,14475 \cdot 10^{-4}$
Np-236	0,0	Am-239	0,0	Cm-246	$2,15655 \cdot 10^{-4}$
Np-237	$1,10070 \cdot 10^{-3}$	Am-240	0,0	Cm-247	$4,25696 \cdot 10^{-5}$
Np-238	$4,91486 \cdot 10^{-11}$	Am-241	$7,86831 \cdot 10^{-3}$	Cm-248	$3,83784 \cdot 10^{-5}$
Np-239	$1,79218 \cdot 10^{-9}$	Am-242	$3,35328 \cdot 10^{-9}$		

La composizione del piombo è descritta in Tabella 5. Sono stati definiti tre materiali legati al termovettore: un piombo in ingresso (densità  $10,563 \text{ g/cm}^3$ ) rappresentativo di una temperatura di  $400^\circ\text{C}$  (piombo esterno all'inner vessel e nella zona sottostante il core); un piombo in zona attiva (densità  $10,515 \text{ g/cm}^3$ ) rappresentativo di una temperatura media di  $440^\circ\text{C}$ ; un piombo in uscita (densità  $10,467 \text{ g/cm}^3$ ) rappresentativo di una temperatura di  $480^\circ\text{C}$  (zona sovrastante il core).

**Tabella 7. Composizione del piombo.**

Isotopo	frazione massica
Pb-204	0,0142
Pb-206	0,241
Pb-207	0,221
Pb-208	0,524

Tutti gli acciai presenti nel nocciolo sono rappresentati da T91 (densità  $7.7 \text{ g/cm}^3$ ) con composizione data in Tabella 6, eccezion fatta per l'acciaio che costituisce l'inner vessel che è fatto di AISI316LN (densità  $7.9 \text{ g/cm}^3$ ) la cui composizione è riportata in Tabella 7.

**Tabella 8. Composizione dell'acciaio T91.**

Isotopo	frazione massica	Isotopo	frazione massica
C-nat	$1,000 \cdot 10^{-3}$	Ni-58	$1,344 \cdot 10^{-3}$
Si-28	$4,594 \cdot 10^{-3}$	Ni-60	$5,356 \cdot 10^{-4}$
Si-29	$2,415 \cdot 10^{-4}$	Ni-61	$2,360 \cdot 10^{-5}$
Si-30	$1,650 \cdot 10^{-4}$	Ni-62	$7,660 \cdot 10^{-5}$
V-nat	$2,000 \cdot 10^{-3}$	Ni-64	$2,020 \cdot 10^{-5}$
Cr-52	$7,533 \cdot 10^{-2}$	Nb-93	$1,000 \cdot 10^{-3}$
Cr-50	$3,762 \cdot 10^{-3}$	Mo-92	$1,484 \cdot 10^{-3}$
Cr-53	$8,703 \cdot 10^{-3}$	Mo-94	$9,250 \cdot 10^{-4}$
Cr-54	$2,205 \cdot 10^{-3}$	Mo-95	$1,592 \cdot 10^{-3}$

Mn-55	$6,000 \cdot 10^{-3}$	Mo-96	$1,668 \cdot 10^{-3}$
Fe-54	$4,989 \cdot 10^{-2}$	Mo-97	$9,550 \cdot 10^{-4}$
Fe-56	$8,115 \cdot 10^{-1}$	Mo-98	$2,413 \cdot 10^{-3}$
Fe-57	$1,907 \cdot 10^{-2}$	Mo-100	$9,630 \cdot 10^{-4}$
Fe-58	$2,561 \cdot 10^{-3}$		

**Tabella 9. Composizione dell'acciaio AISI316LN.**

Isotopo	frazione massica	Isotopo	frazione massica
C-nat	$2,400 \cdot 10^{-4}$	Ca-nat	$2,000 \cdot 10^{-3}$
Cr-nat	$1,689 \cdot 10^{-1}$	Al-27	$1,430 \cdot 10^{-4}$
Cu-nat	$3,500 \cdot 10^{-4}$	P-31	$2,600 \cdot 10^{-4}$
Fe-nat	$6,835 \cdot 10^{-1}$	Mn-55	$1,510 \cdot 10^{-2}$
Mo-nat	$2,160 \cdot 10^{-2}$	N-14	$5,970 \cdot 10^{-4}$
Ni-nat	$1,007 \cdot 10^{-1}$	B-11	$6,700 \cdot 10^{-6}$
Si-nat	$4,200 \cdot 10^{-3}$	S-nat	$1,600 \cdot 10^{-5}$
Ti-nat	$2,500 \cdot 10^{-4}$	Nb-93	$2,500 \cdot 10^{-4}$
V-nat	$3,000 \cdot 10^{-4}$	Ta-181	$3,000 \cdot 10^{-4}$
W-nat	$3,000 \cdot 10^{-4}$	Co-59	$3,000 \cdot 10^{-4}$

Le barrette di isolamento del combustibile, il materiale riflettore delle barre di controllo e le pin dei dummy elements hanno una composizione descritta in Tabella 8 e densità di  $6,0 \text{ g/cm}^3$ .

Sia le barre di controllo che quelle di sicurezza sono composte da B4C (con 90% at  $^{10}\text{B}$ ), materiale assorbente con densità  $2,2 \text{ g/cm}^3$ .

**Tabella 10. Composizione del materiale riflettore.**

Isotopo	frazione massica
O-16	$2,5723 \cdot 10^{-1}$
Y-89	$4,0162 \cdot 10^{-2}$
Zr-90	$3,5627 \cdot 10^{-1}$
Zr-91	$7,8558 \cdot 10^{-2}$
Zr-92	$1,2140 \cdot 10^{-1}$
Zr-94	$1,2571 \cdot 10^{-1}$
Zr-96	$2,0683 \cdot 10^{-2}$

(questa pagina è stata lasciata intenzionalmente vuota)

### 3. Risultati

#### 3.1. Composizione del combustibile

Come accennato in precedenza, per il reattore ELFR si è deciso di impiegare un ciclo del combustibile *adiabatico*. L'idea è quella di definire una composizione per il combustibile che sia d'equilibrio per il sistema, nel senso che la composizione isotopica dopo un certo periodo di irraggiamento e dopo il raffreddamento sia uguale a quella iniziale (a meno dell'uranio consumato). In questo senso, il quantitativo di TRUs (transuranici) prodotti sarà uguale al quantitativo di quelli che sono stati fissionati o trasmutati. Facendo riferimento a questo vettore, è possibile concepire un ciclo del combustibile in cui tutti gli attinidi presenti nel combustibile esausto sono riprocessati per costituire il combustibile in ingresso e quindi riciclati nello stesso reattore. In un ciclo del combustibile di questo tipo, l'ingresso è costituito da uranio naturale (o depleto) mentre in uscita vi saranno solamente i prodotti di fissione (non riciclabili) e gli scarti del riprocessamento.

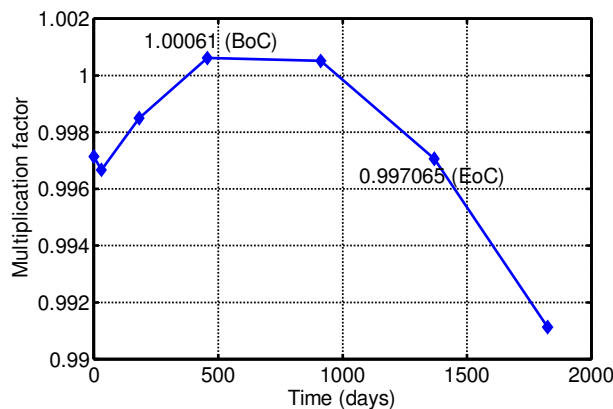
Seguendo l'approccio descritto in Artioli et al., 2010, è possibile definire a priori la configurazione di equilibrio del combustibile da caricare nel nocciolo. Si può dimostrare che, in un ciclo del combustibile in cui la massa dei prodotti di fissione viene reintegrata con dell'uranio depleto, la composizione di equilibrio del core costituisca la soluzione asintotica dell'evoluzione del combustibile caricato. La convergenza di questo processo può essere agevolata caricando sin dall'inizio degli elementi di combustibile aventi una composizione prossima a quella di equilibrio.

Per l'applicazione di questa procedura è sufficiente valutare le sezioni d'urto efficaci nel combustibile (dipendenti dallo spettro neutronico) e definire i parametri del ciclo del combustibile (periodo dedicato al raffreddamento, fabbricazione degli elementi di combustibile, carica del combustibile, scarti di lavorazione). Nei calcoli di bruciamento la composizione di equilibrio (Tabella 4) verrà adottata come composizione del fresh fuel, caricato con composizione omogenea all'inizio del primo ciclo. Nelle simulazioni effettuate con Serpent, le barre di controllo sono state considerate completamente estratte.

#### 3.2. Coefficiente di moltiplicazione

L'andamento del coefficiente di moltiplicazione  $k_{\text{eff}}$  è stato riportato in Figura 11. Nella fattispecie, non sono state messe le barre di errore in quanto poco significative: si trattava di incertezze di 5 pcm a fronte di variazioni dell'ordine di 150/200/340/600 pcm. Si può notare l'andamento tipico dei reattori caratterizzati da combustibile con composizione di equilibrio.

Per quanto riguarda lo swing di reattività tra inizio del ciclo (BoC) e fine del ciclo (EoC) è stato ottenuto un valore intorno a 354 pcm. Tenendo conto del valore del dollaro per questa filiera di reattori (intorno ai 320 pcm), si tratta di un risultato incoraggiante se paragonato al risultato ottenuto per il reattore ALFRED (2200 pcm). Questo aspetto è favorevole dal punto di vista del controllo del reattore perché limita l'impiego delle barre di controllo nella compensazione della perdita di reattività nel corso dei due anni e mezzo di funzionamento continuativo previsti.



**Figura 11. Evoluzione temporale del coefficiente di moltiplicazione.**

### 3.3. Calcoli di bruciamento

I calcoli di bruciamento del combustibile nucleare in Serpent vengono svolti impiegando delle routine di calcolo interne, senza alcun accoppiamento con l'esterno. I prodotti di fissione e i nuclidi figli degli attinidi sono selezionati per il calcolo senza ulteriori costi computazionali e i materiali bruciabili possono essere automaticamente suddivisi nelle diverse depletion zones. I ratei di reazione sono normalizzati rispetto alla potenza complessiva, alla densità di potenza, al flusso o al tasso di fissioni e la normalizzazione può essere modificata dividendo il ciclo di irraggiamento in un numero di intervalli separati.

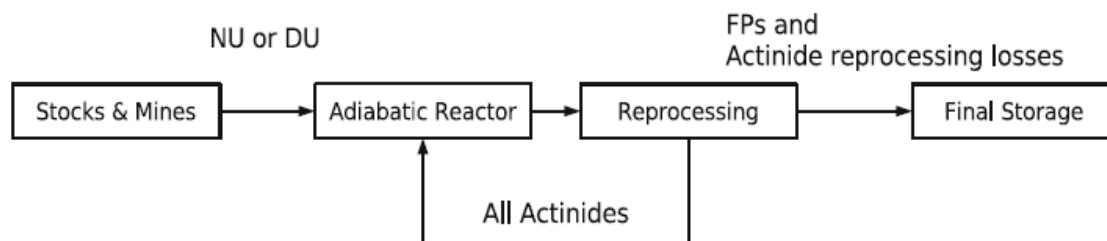
I valori dei volumi e delle masse che vengono utilizzati per la normalizzazione sono automaticamente stimati per le geometrie semplici (come i reticoli bi-dimensionali). In alternativa, questi parametri possono essere ottenuti da una routine che effettua un calcolo del volume mediante metodo Monte Carlo o possono essere inseriti manualmente.

I decadimenti radioattivi e i dati relativi allo yield di fissione usati nelle simulazioni vengono letti dalle librerie di dati. Le librerie relative ai decadimenti possono contenere informazioni per quasi 4000 nuclidi e stati meta-stabili, che possono essere impiegati nei calcoli. Il numero totale di nuclidi differenti generati a seguito degli eventi di fissione, trasmutazione o decadimento è generalmente inferiore (intorno a 1500). Le concentrazioni di

tutti i nuclidi coinvolti sono monitorate durante il calcolo di bruciamento e il numero di nuclidi con sezioni d'urto tipicamente varia tra 200 e 300.

Le sezioni d'urto integrali a un gruppo per le trasmutazioni sono calcolate o direttamente nella simulazione del trasporto di particelle, o collassando le sezioni d'urto delle reazioni continue in energia dopo il ciclo usando lo spettro del flusso ottenuto dalla *unionized energy grid*. Il metodo basato sul collasso dello spettro permette di velocizzare il calcolo di 3-4 volte, e grazie all'elevata risoluzione in energia, gli errori nei risultati sono trascurabili. Sebbene analoghi approcci siano stati implementati in altri codici Monte Carlo, Serpent ha due opzioni differenti per risolvere le equazioni di Bateman (Stacey, 2001). Il primo metodo è la *Transmutation Trajectory Analysis* (TTA) (Cetnar, 2006), basato sulla soluzione analitica delle catene di decadimento linearizzate. La seconda opzione è il *Chebyshev Rational Approximation Method* (CRAM), un approccio innovativo per la risoluzione della matrice esponenziale sviluppato al VTT. I due metodi hanno permesso di ottenere risultati consistenti, sia quando impiegati con Serpent (Leppänen, 2009b) che in studi metodologici separati (Isotalo, 2011).

Nel presente lavoro, è stata simulato l'irraggiamento degli elementi di combustibile all'interno del core di ELFR per 5 anni (1825 giorni) e la successiva permanenza all'interno dell'impianto di riprocessamento, durante i 7 anni successivi (altri 2555 giorni). Infatti, il ciclo adottato è da considerarsi adiabatico nel senso *extended*, cioè considerando anche il successivo decadimento dei nuclidi nel corso del raffreddamento degli elementi di combustibile a seguito dell'estrazione dal nocciolo (Figura 8). Inoltre, per il calcolo di bruciamento, il nocciolo è stato diviso in tre zone radiali, corrispondenti alle varie tipologie di combustibile, e dieci sezioni assiali.

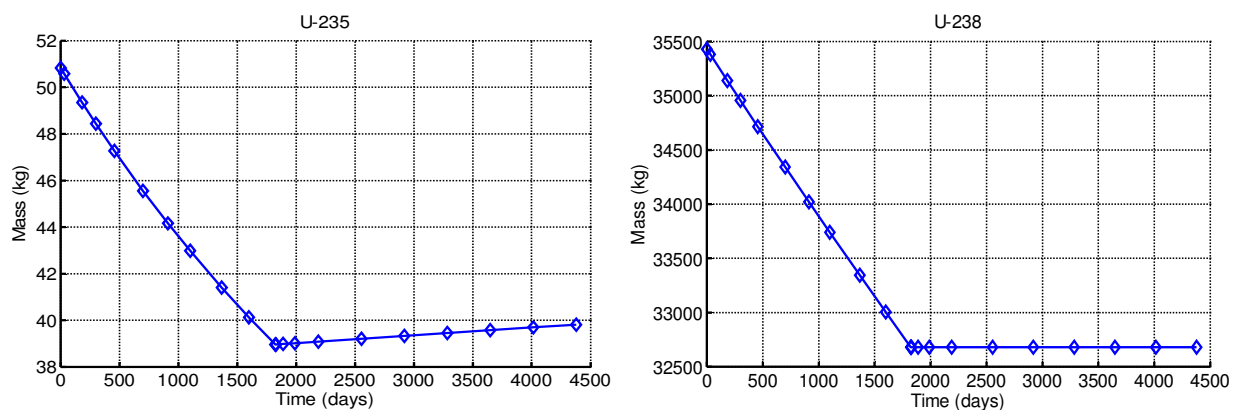


**Figura 12. Schema concettuale di ciclo adiabatico del combustibile (Artioli et al., 2010).**

In Figura 9 è possibile notare la diminuzione dell'U-235 e soprattutto dell'U-238, come era facilmente prevedibile: quest'ultimo costituisce il materiale fertile di riferimento all'interno del ciclo del combustibile. Infatti, la rimozione dei diversi isotopi dovuta agli



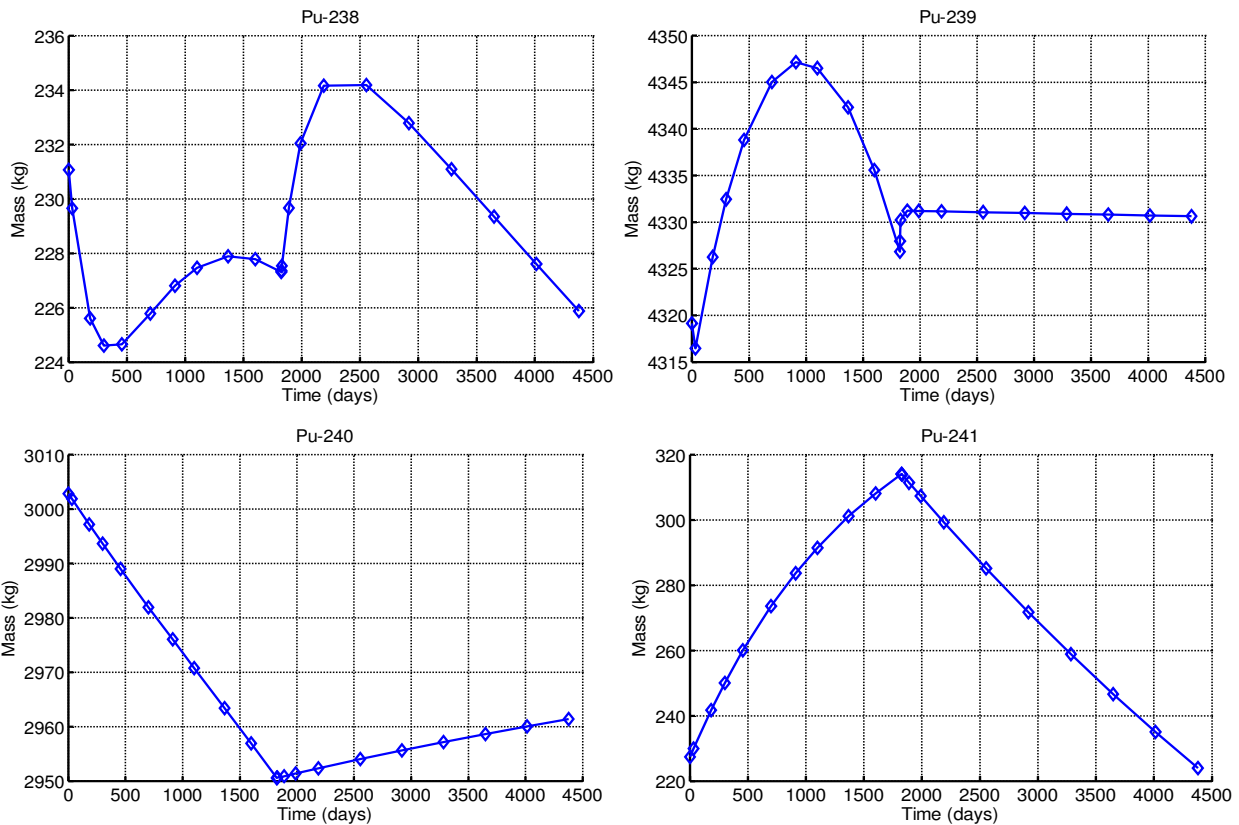
eventi di fissione deve essere compensata dalla loro creazione mediante assorbimenti e decadimenti. Alla fine del ciclo quello che ci si aspetta di osservare è una drastica riduzione del materiale fertile caricato e che il quantitativo di TRUs rimanga pressoché inalterato. Dai risultati ottenuti, si riscontra che vengono bruciati circa 2850 kg di U-238 e, assumendo che durante ogni reazione di fissione per questo isotopo vengano rilasciati 200 MeV, si ottiene nel corso dei 5 anni di irraggiamento un valore per l'energia rilasciata pari a  $230.76 \cdot 10^{15}$  J. Tale valore è prossimo a quello che si ricava supponendo che il reattore funzioni per 5 anni in maniera continuativa al valore nominale di potenza di 1500W ( $236.682 \cdot 10^{15}$  J).



**Figura 13. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi dell'uranio.**

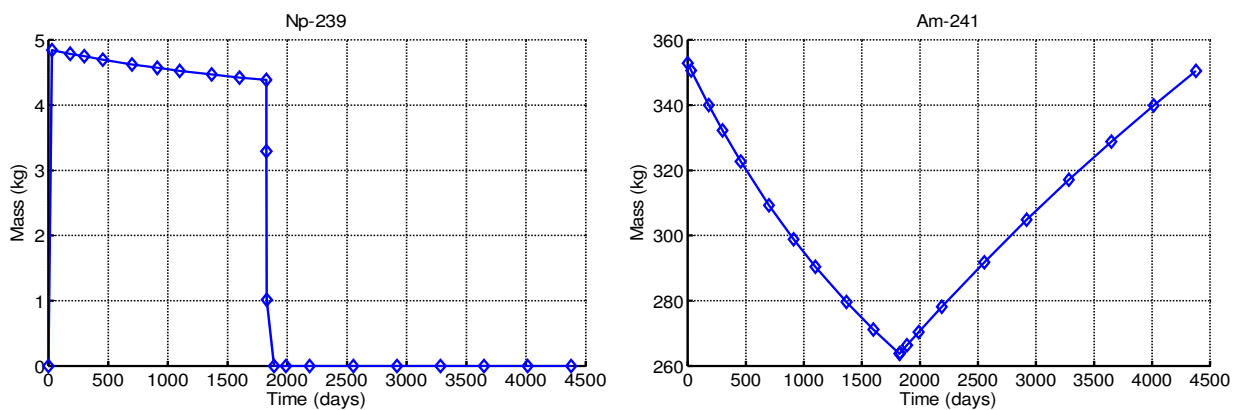
In Figura 10 vengono riportati gli andamenti dei principali isotopi del plutonio. Osservando l'evoluzione temporale del Pu-239, si noti come questa ricalchi sostanzialmente quella del coefficiente di moltiplicazione ( $k_{eff}$ ) riportato in Figura 11. La concentrazione dell'isotopo Pu-241, avente sezione d'urto di fissione comparabile con quella del Pu-239 in zona veloce, presenta un andamento monotono crescente nel corso dei 5 anni di irraggiamento. Per di più, la crescita del Pu-241 è considerevole se confrontata con le esigue oscillazioni riscontrate nella concentrazione del Pu-239. Ne consegue che il trend della concentrazione di Pu-239 durante il periodo di irraggiamento è fortemente determinato dall'evoluzione del coefficiente di moltiplicazione.

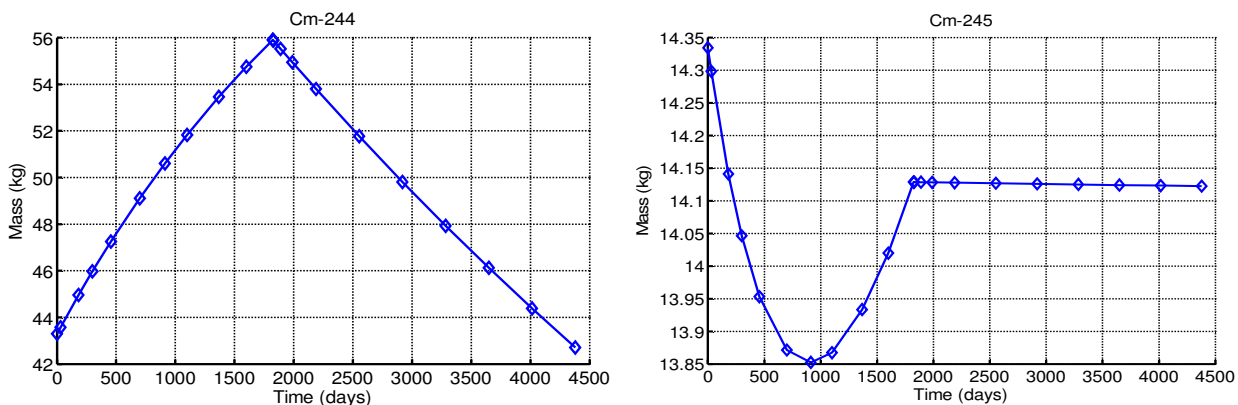
Per quanto riguarda, invece il Pu-240, la sua evoluzione è analoga a quella dell'U-238, in quanto adempie alla medesima funzione di isotopo fertile e supplisce il sistema degli isotopi fissili che via via vengono bruciati.



**Figura 14. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi del plutonio.**

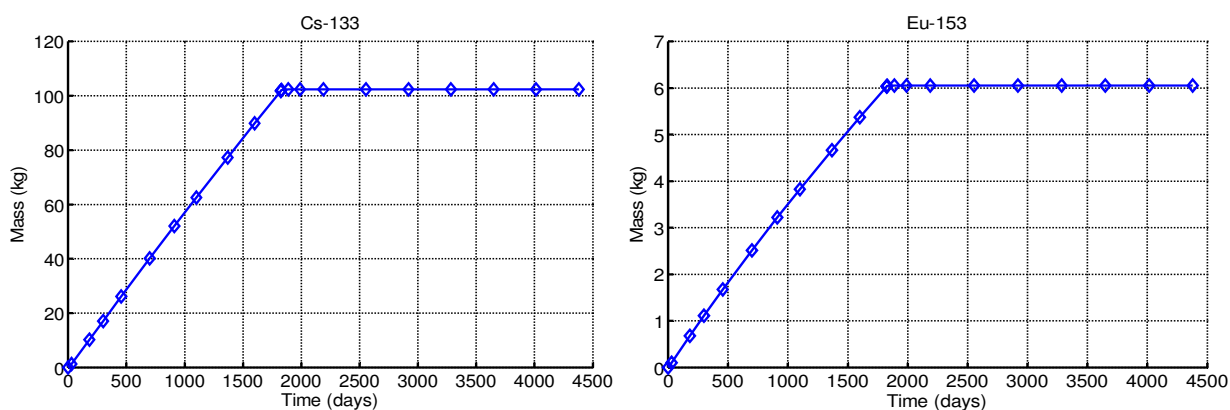
Per quanto riguarda le concentrazioni di TRUs (Figura 11), gli obiettivi previsti dall'impiego del ciclo adiabatico del combustibile vengono effettivamente conseguiti. Infatti, osservando l'evoluzione delle concentrazioni sul lungo periodo (irraggiamento nel nocciolo e raffreddamento nell'impianto di riprocessamento), si nota come le concentrazioni non si scostino molto dal vettore di equilibrio adottato come ingresso (Cm-245) oppure varino durante la permanenza nel core, ma durante il raffreddamento tornino alla corrispondente composizione di riferimento (Np-239, Am-241, Cm-244).

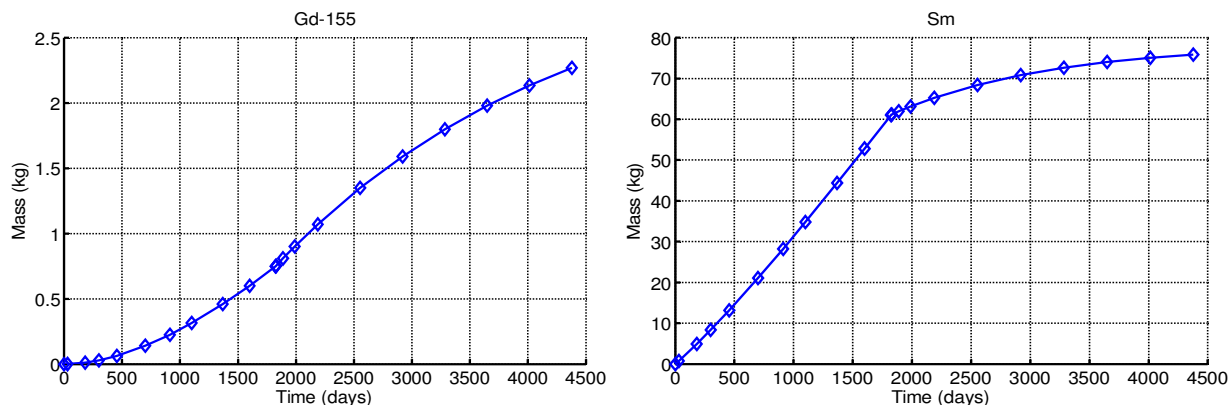




**Figura 15. Evoluzione delle concentrazioni dei transuranici.**

Per quanto riguarda i veleni neutronici (Figura 12), nel corso dei 5 anni di irraggiamento, le concentrazioni non possono che aumentare (più o meno linearmente). Infatti, da un lato questi vengono continuamente prodotti a ritmo costante nel corso delle reazioni di fissione e quindi la loro crescita lineare è giustificata, dall'altro, si tenga conto che le loro catture parassite sono determinanti nella diminuzione a lungo termine del coefficiente di moltiplicazione. Se si osserva l'evoluzione del coefficiente di moltiplicazione, ci si aspetterebbe un aumento continuo legato alla diminuzione dell'U-238 (prevalentemente per gli assorbimenti che portano alla produzione di fissile) e al fatto di essere in prossimità delle condizioni di equilibrio. Invece, il coefficiente di moltiplicazione diminuisce per via del progressivo incremento delle concentrazioni di veleni neutronici, effetto più rilevante della diminuzione della concentrazione del Pu-239 (per altro più che compensato dall'aumento del Pu-241).

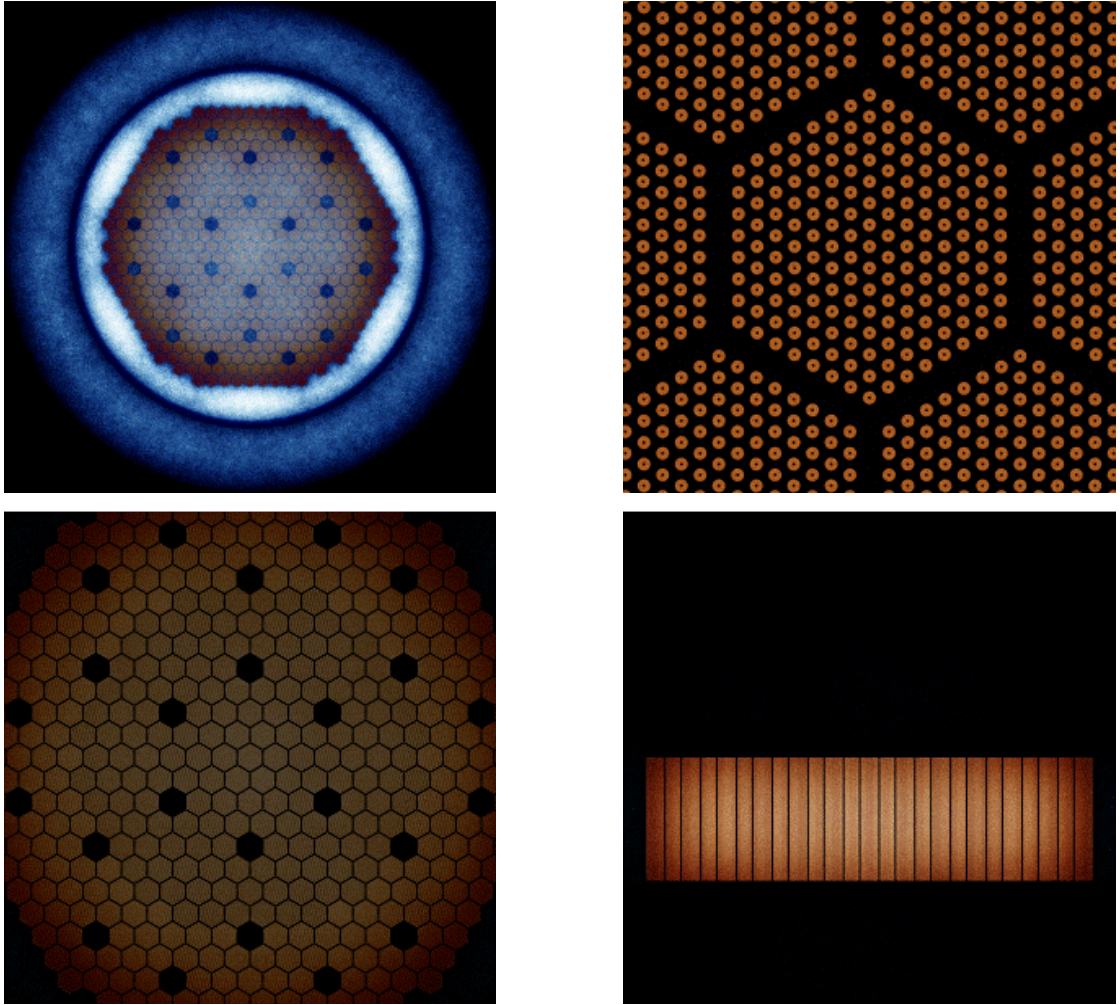




**Figura 16. Evoluzione delle concentrazioni dei veleni neutronici.**

### 3.4. Flusso neutronico

Il codice Serpent dà la possibilità di rappresentare la distribuzione delle variabili di maggiore interesse valutate durante la simulazione del trasporto neutronico. In particolare, come mostrato nelle diverse sezioni del nocciolo riportate in Figura 17, in rosso viene rappresentata la potenza prodotta nel corso delle reazioni di fissione, mentre in blu viene rappresentato il flusso termico (la soglia viene fissata in corrispondenza di 0.625 eV). Come era prevedibile, il flusso termico assume il valore maggiore nella zona in cui sono stati disposti i dummy elements, che fungono da riflettore radiale, mentre l'intensità del flusso di neutroni termici tende a diminuire passando nell'intercapedine fra vessel interno e piombo esterno. Inoltre, visto che nella configurazione adottata per i conti di bruciamento le barre di controllo vengono considerate estratte, si assiste ad un aumento dei fenomeni di scattering e quindi ad una maggiore termalizzazione in corrispondenza dei canali guida entro cui scorrono le barre di controllo e sicurezza nella regione attiva. Per quanto riguarda il tasso delle reazioni di fissione si noti come la distribuzione radiale sia piuttosto omogenea nelle diverse regioni identificate nel nocciolo (INN, OUT, EXT). Naturalmente, trattandosi dell'output di un codice Monte Carlo, il risultato sarà affetto dall'incertezza statistica corrispondente, i.e., all'aumentare dell'accuratezza del risultato della simulazione, l'immagine risulta sempre più nitida.



**Figura 17. Rappresentazione dell'andamento del flusso termico (blu) e della densità di reazioni di fissione (rosso).**

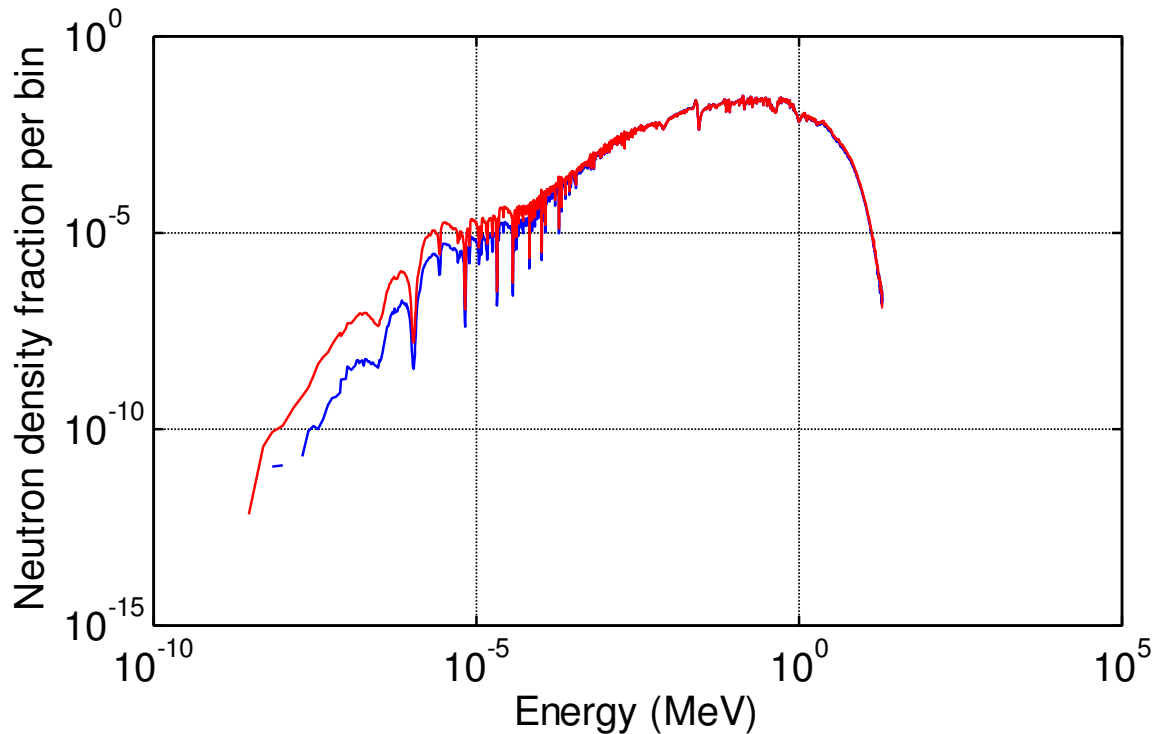
### 3.5. Utilizzo dei rilevatori per la valutazione del profilo assiale e della distribuzione radiale del flusso neutronico

Usando il codice Serpent, è possibile valutare mediante lo stimatore delle collisioni, i tassi di reazione desiderati, integrati nello spazio e in opportuni intervalli di energia pre-stabiliti:

$$R = \frac{1}{V} \iint_{E_{i+1}}^{E_i} f(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E) d^3r dE \quad (6)$$

La funzione  $f(\mathbf{r}, E)$  (in base alla quale viene specificata la grandezza che si intende valutare) e i domini spaziali e gli intervalli di energia vengono indicati dall'utente come parametri della routine detector. Gli intervalli di energia in cui viene diviso il flusso risultano

importanti nel caso di collasso di parametri neutronici e sezioni d'urto in pochi gruppi energetici da utilizzarsi nei codici deterministici. Lo spettro neutronico a 1968 gruppi (Figura 14) è stato calcolato con Serpent per poter determinare in modo adeguato gli intervalli di energia.



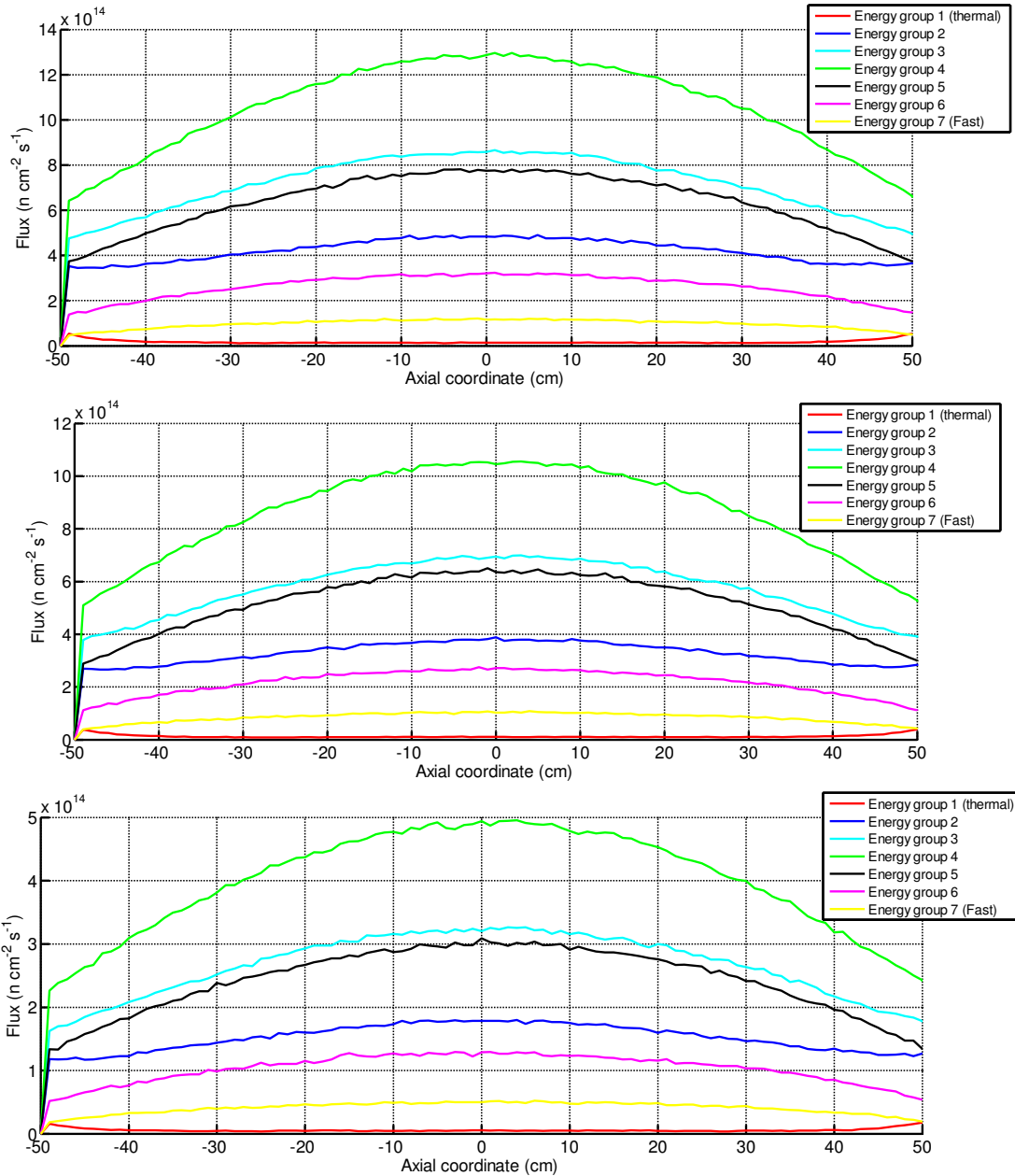
**Figura 18. Spettro neutronico all'interno del combustibile zona INT (blu) e zona EXT (rosso).**

La suddivisione in gruppi energetici presentata in Tabella 9 è stata conseguentemente adottata.

**Tabella 11. Suddivisione dei gruppi energetici utilizzati.**

Gruppo	Limiti
G1	[0 eV; 750 eV]
G2	[750 eV; 15.03 keV]
G3	[15.03 keV; 67.38 keV]
G4	[67.38 keV; 300 keV]
G5	[0.3 MeV; 0.82 MeV]
G6	[0.82 MeV; 2.23 MeV]
G7	[2.23 MeV; 20 MeV]

Per quanto riguarda la grandezze di interesse, sono stati predisposti dei rilevatori assiali al fine di valutare la distribuzione longitudinale del flusso per i diversi gruppi di energia nell'elemento di combustibile centrale (zona INN) e in due elementi di combustibile rappresentativi delle altre due regioni (OUT e EXT), come mostrato in Figura 15.



**Figura 19. Dall'alto verso il basso, profilo assiale nell'elemento di combustibile centrale, in un elemento di combustibile OUT e in un elemento di combustibile EXT.**

La valutazione del flusso assiale è avvenuta all'interno dell'universo corrispondente al combustibile tra la base e la sommità della zona attiva (tra -50 cm e 50 cm), integrando il valore del flusso su passi assiali di 1 cm di altezza. L'implementazione ha richiesto le seguenti linee di codice:

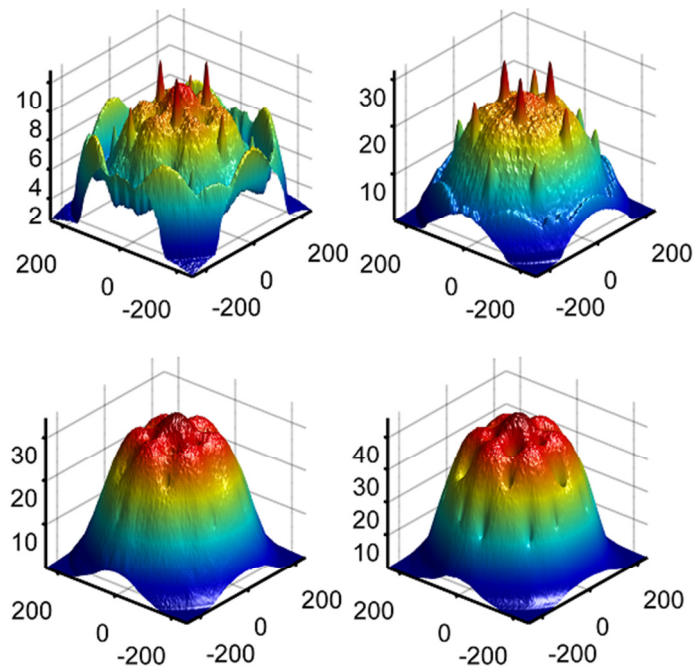
```
det Fuel_INN_1010_z de EG7 du 1010 dz -50.0 50.0 100 dm MOX_eq_INN
det Fuel_OUT_3010_z de EG7 du 3010 dz -50.0 50.0 100 dm MOX_eq_OUT
```

```
det Fuel_EXT_4010_z de EG7 du 4010 dz -50.0 50.0 100 dm MOX_eq_EXT
```

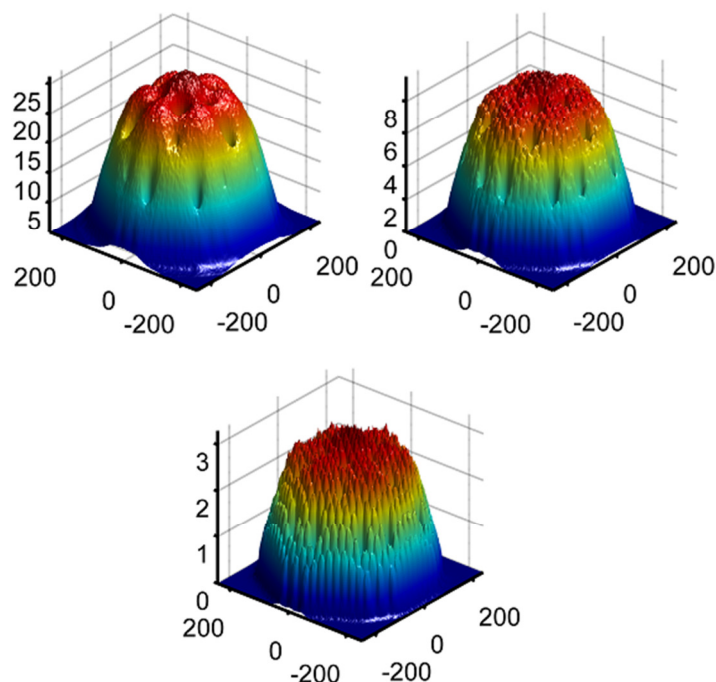
Dai risultati ottenuti, si nota come la maggior parte del flusso neutronico si concentri nell'intervallo di energia compreso fra 15 keV e 0.82 MeV, confermando le ridotte proprietà moderatrici del piombo. Inoltre, al di là del classico profilo sinusoidale, si noti un lieve aumento del flusso (specie considerando i gruppi G1 e G2) intorno ai confini della zona attiva, dovuto alla presenza dei riflettori assiali. Inoltre, una matrice di rilevatori è stato impiegato per valutare la distribuzione radiale del flusso neutronico, integrata sull'intero dominio spaziale e suddivisa in base ai gruppi di energia precedentemente definiti. Una volta indicata la suddivisione della sezione della zona attiva, il derilevatore corrispondente è stato implementato in Serpent:

```
det Flux_r de EG7 dx -250 250 250 dy -250 250 250
```

In Figura 20, è stato rappresentata la distribuzione radiale del flusso nei diversi gruppi di energia, dal gruppo di neutroni più termalizzati (G1) a quelli più energetici (G7). In particolare è possibile notare i picchi associati alla presenza dei canali guida delle barre di controllo e sicurezza, che causano una termalizzazione localizzata del flusso. Per il resto si può notare una distribuzione piuttosto omogenea, specie per quanto riguarda i gruppi 3, 4, 5, in cui si concentra la maggior parte del flusso.







**Figura 20. Distribuzione radiale del flusso neutronico nel nocciolo, suddiviso per gruppi energetici (flusso in u.a.).**

## Reference

Artioli, C., Grasso, G., Petrovich, C., 2010. A new paradigm for core design aimed at the sustainability of nuclear energy: The solution of the extended equilibrium state. *Ann. Nucl. Energy*, **37**, 915-922.

Cetnar, J., 2006. General solution of Bateman equations for nuclear transmutations. *Ann. Nucl. Energy*, **33**, 640-645.

Döderlein, C., Cetnar, J., Grasso, G., Travleev, A., 2013. Definition of the ELFR core and neutronic characterization. DEL 005-2011, WP2, LEADER Project.

Dioni, L., 2013. Ottimizzazione del progetto di nocciolo del reattore ELFT. Tesi di laurea magistrale. Alma Mater Studiorum – Università di Bologna.

GIF, 2002. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Technical Report GIF-002-00.

Grasso, G., Döderlein, C., Tuček, K., Mikityuk, K., Manni, F., Gugiu, D., 2013. A core design approach aimed at the sustainability and intrinsic safety of the European Lead-cooled Fast Reactor. In: *Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR 13)*, Paris, France, March 4-7.

Isotalo, A., Aarnio, P., 2011. Comparison of depletion algorithms for large systems of nuclides. *Ann. Nucl. Energy*, **38**, 261-268.

Koning, A., Forrest, R., Kellett, M., Mills, R., Henriksson, H., Rugama, Y., 2006. The JEFF-3.1 Nuclear Data Library. Technical Report NEA – OECD, JEFF Report 21.

LEADER Project FP7 – 249668, Annex I - Description of Work. September 5<sup>th</sup>, 2009.

Leppänen, J., 2007. Development of a new Monte Carlo reactor physics code. VTT Publications 640. PhD Thesis, Helsinki University of Technology.

Leppänen, J., 2009a. Two practical methods for unionized energy grid construction in continuous-energy Monte Carlo calculation. *Ann. Nucl. Energy*, **36**, 878–885.

Leppänen, J., Pusa, M., 2009b. Burn-up calculation capability in the PSG2 / Serpent Monte Carlo reactor physics code. Proceedings of M&C 2009, Saratoga Springs, NY, May 3-7.

Leppänen, J., 2010. Performance of Woodcock delta-tracking in lattice physics applications using the Serpent Monte Carlo reactor physics burn-up calculation code. *Ann. Nucl. Energy*, **37**, 715-722.

Leppänen, J., Isotalo, A., 2012. Burn-up calculation methodology in the Serpent 2 Monte Carlo code. Proceedings of PHYSOR 2012, Knoxville (TN), April, 15-20.

OECD/NEA, 2006. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management. Technical Report NEA-5990.

Stacey, W. M., 2001. Nuclear Reactor Physics. John Wiley & Sons, Inc.

Woodcock, E.R., et al., 1965. Techniques used in the GEM code for Monte Carlo neutronics calculations in reactors and other systems of complex geometry. ANL-7050. Argonne National Laboratory.

## Conclusioni

In questo lavoro, è stata testata e verificata la fattibilità del ciclo del combustibile adiabatico per il reattore ELFR raffreddato a piombo. La composizione di equilibrio, risultato di studi preliminari condotti in precedenza da ENEA UTFISSM-PRONOC, è stata adottata per tutte e tre le tipologie di elementi di combustibile previsti nel design del nocciolo. Infatti, per questo reattore, si è fatto riferimento all'approccio descritto in Artioli et al., 2010: la possibilità di impiegare un ciclo adiabatico viene messa in conto sin dall'inizio, in modo tale da concepire un reattore che *by design* sia in grado di produrre energia bruciando U-238 e rilasciando in ambiente esclusivamente i prodotti di fissione. Partendo dalla composizione all'equilibrio del combustibile e implementando la geometria del nocciolo di ELFR, sono state svolte delle simulazioni con il codice Monte Carlo Serpent, che permette di migliorare dal punto di vista dell'accuratezza e dell'efficienza computazionale i risultati conseguibili con i codici di calcolo convenzionali. I risultati preliminari ottenuti sono incoraggianti in quanto gli obiettivi previsti dall'impiego di questa strategia per lo sfruttamento del combustibile nucleare sono stati raggiunti. A fronte del previsto bruciamento del vettore di ingresso costituito da uranio naturale, si è notato come le concentrazioni dei TRUs sul lungo periodo (irraggiamento nel nocciolo e decadimento nell'impianto di riprocessamento) rimangano prossime al valore iniziale, dimostrando quindi la sostenibilità del ciclo adiabatico per il reattore ELFR.

Il caso preso in esame è una delle possibili strategie di utilizzazione del combustibile e configurazione del nocciolo del reattore. Altre possibili opzioni soddisfacenti gli obiettivi di sostenibilità (massimizzazione dell'utilizzo del combustibile, minimizzazione delle scorie nucleari, maggiore sicurezza contro la proliferazione) riguardanti il reattore ELFR, e in generale i sistemi veloci refrigerati a piombo, possono essere analizzate e confrontate grazie allo strumento modellistico sviluppato in questo lavoro. È difatti possibile effettuare simulazioni neutroniche volte a valutare l'efficacia delle diverse strategie confrontandole in termini di sostenibilità ambientale, livello della sicurezza ed efficienza del sistema, monitorando con costi computazionali ragionevoli l'evoluzione della composizione del combustibile nucleare.

(questa pagina è stata lasciata intenzionalmente vuota)

## Appendice – Bruciamento a 10 anni

Ulteriori analisi sono state effettuate in modo da poter scegliere strategie di gestione del combustibile alternative. In particolare, un bruciamento di 10 anni è stato considerato in modo da valutare l'estensione del ciclo del combustibile studiando l'andamento del coefficiente di moltiplicazione (Figura 17) e dei principali nuclidi di interesse (Figure 17-21).

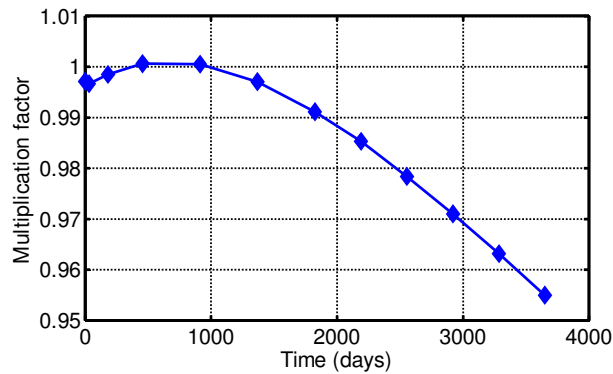


Figura 21. Evoluzione temporale del coefficiente di moltiplicazione (bruciamento 10 anni).

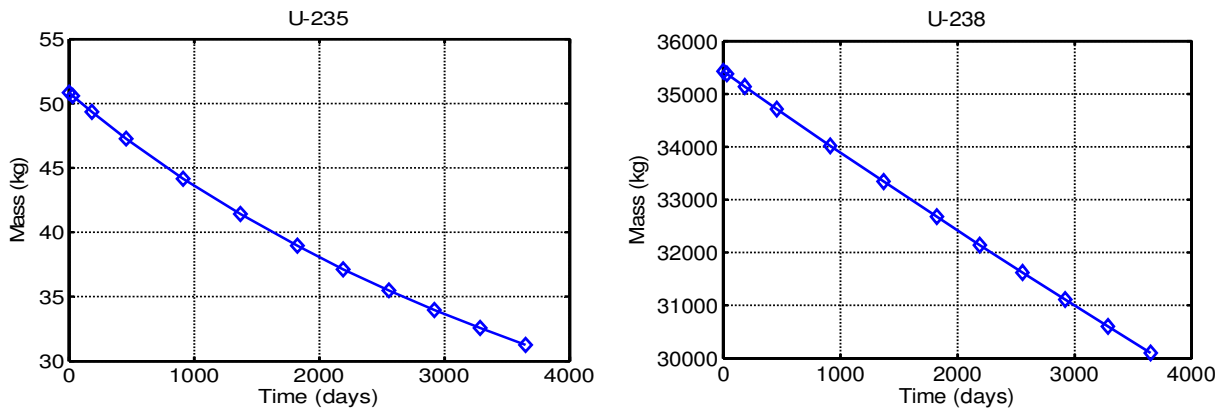
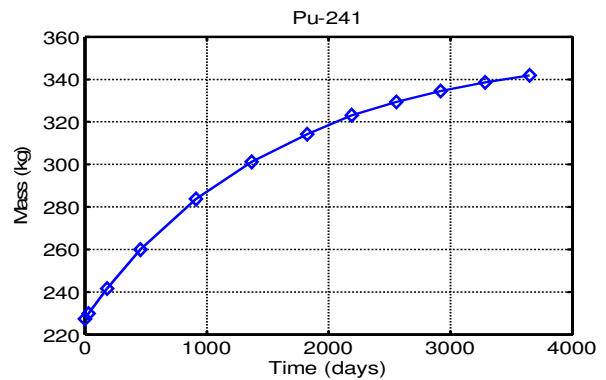
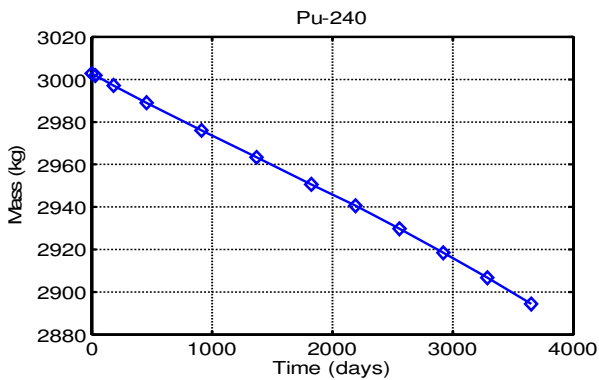
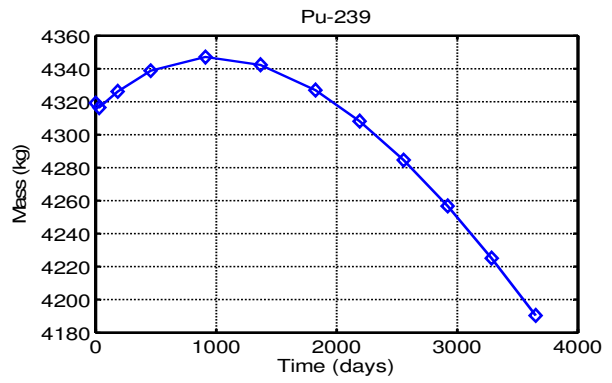
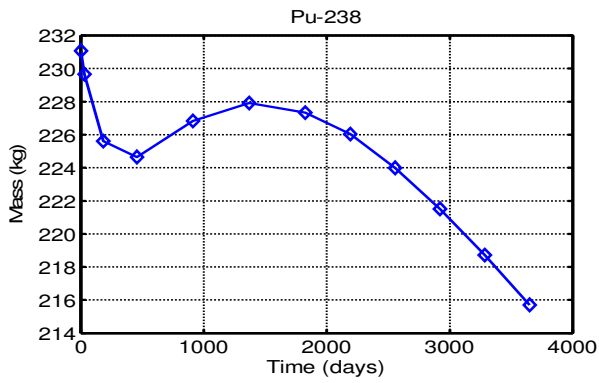
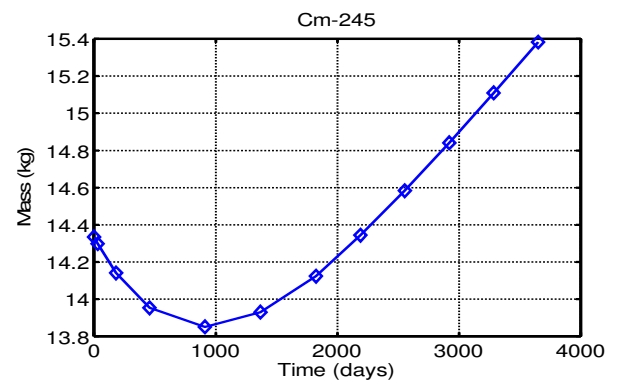
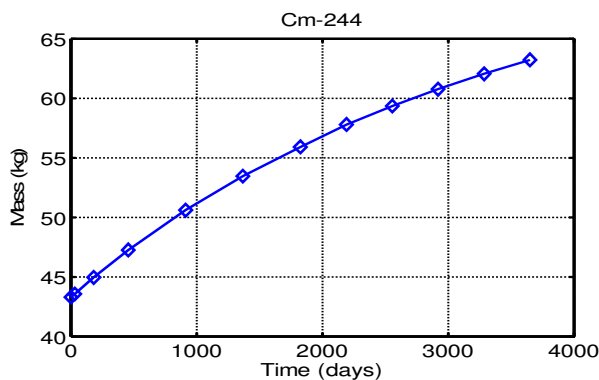
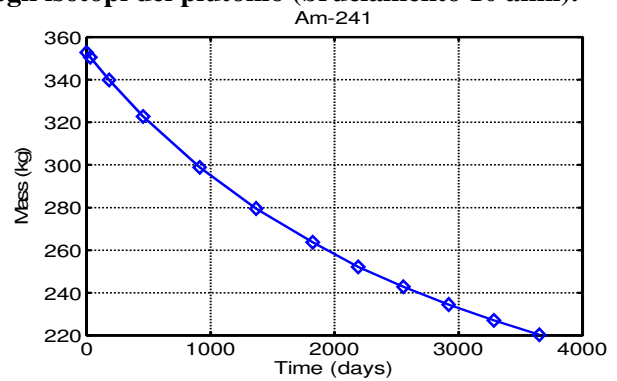
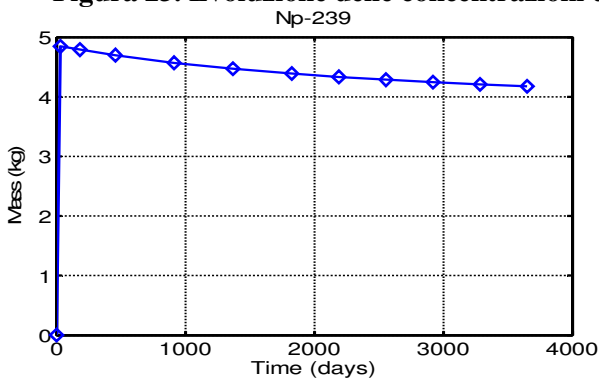


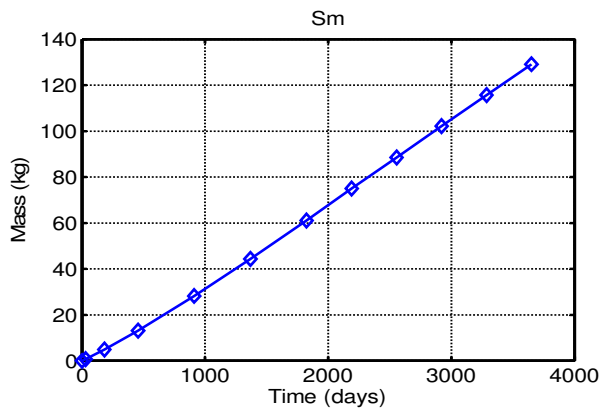
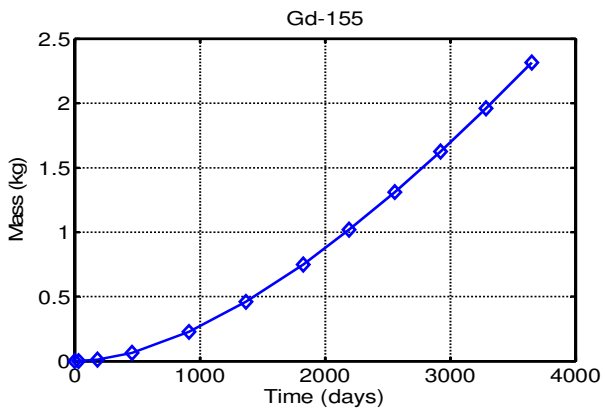
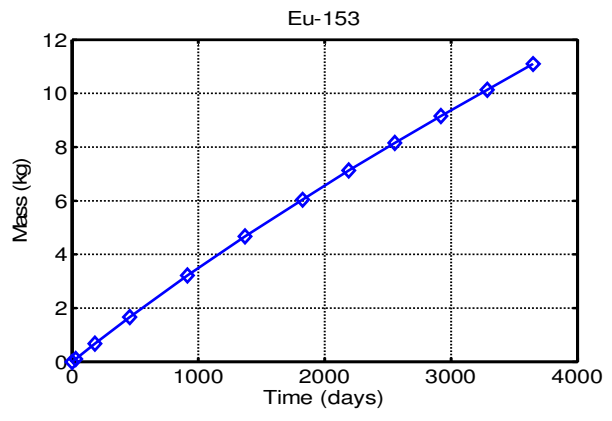
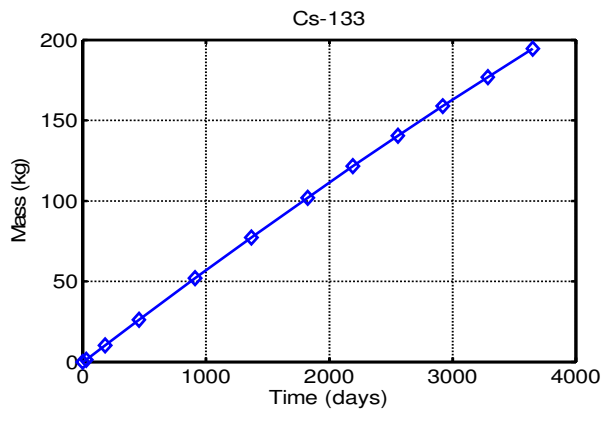
Figura 22. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi dell'uranio (bruciamento 10 anni).



**Figura 23. Evoluzione delle concentrazioni degli isotopi del plutonio (bruciamento 10 anni).**



**Figura 24. Evoluzione delle concentrazioni dei transuranici (bruciamento 10 anni).**



**Figura 25. Evoluzione delle concentrazioni dei veleni neutronici (bruciamento 10 anni).**

## **Breve curriculum scientifico degli autori**

*Antonio Cammi* si laurea in Ingegneria Nucleare e consegue il dottorato di ricerca in Scienza e Tecnologia delle radiazioni presso il Politecnico di Milano. Dal 2005 è ricercatore di ruolo (settore scientifico-disciplinare Impianti Nucleari ING-IND/19) presso il Politecnico di Milano. L'attività di ricerca si è rivolta verso impianti e sistemi energetici di nuova concezione, con particolare riferimento agli aspetti modellistici e di controllo. Diversi i reattori analizzati tra cui reattori di tipo integrato (IRIS), reattori di tipo LWR per applicazioni spaziali (SURE), reattori raffreddati a piombo liquido (ADS, ELSY, ALFRED), reattori a combustibile circolante (MSR). Le attività sono state focalizzate principalmente all'analisi della risposta dinamica, della stabilità (con sviluppo di simulatori basati su logica "Object Oriented" e Multi-fisica), del controllo (con enfasi su metodi di tipo discreto e predittivo) e della modellistica, con particolare riferimento alla termo-idraulica (sia stazionaria che tempo dipendente) delle miscele monofase - bifase in tubi elicoidali. A questa attività di tipo analitico si è affiancata una parallela attività di tipo sperimentale relativa alla caratterizzazione di fenomeni termoidraulici in tubi elicoidali quali perdite di carico di miscele bifase, instabilità termo-idrauliche, fenomeni di crisi termica e alla validazione di modelli per componenti nucleari presso il reattore TRIGA dell'Università di Pavia.

*Stefano Lorenzi* si è laureato in Ingegneria Nucleare (2011) al Politecnico di Milano, con una tesi sullo sviluppo di un simulatore orientate al controllo per reattori veloci raffreddati al piombo. È stato assegnista di ricerca al Politecnico di Milano fino al 2013, nella divisione di Ingegneria Nucleare del Dipartimento di Energia. Ha fatto parte del gruppo di lavoro coinvolto nel Progetto LEADER nell'ambito del 7° Programma Quadro, che si è concentrato sulla definizione preliminare dell'architettura del sistema di controllo del reattore ALFRED; il reattore europeo dimostratore della tecnologia del piombo. Nel 2013 ha iniziato il dottorato di ricerca in "Scienze e Tecnologie Energetiche e Nucleari". L'ambito della ricerca riguarda il miglioramento della modellazione orientata al controllo per i reattori veloci raffreddati a piombo di quarta generazione.

*Roberto Poncioli* è nato in Italia nel 1986. Ha conseguito la Laurea di Primo Livello in Ingegneria Energetica (2008) e la Laurea Specialistica cum laude in Ingegneria Nucleare (2010) presso il Politecnico di Milano. Presso la stessa università, ha conseguito il Dottorato di Ricerca in "Energy and Nuclear Science and Technology" nel 2014 con una tesi dal titolo



“Development of a Model-based approach for studying the system dynamics and control of Gen IV Lead-cooled Fast Reactor”. Nel corso del dottorato, ha preso parte al Progetto LEADER (“Preliminary definition of the Control Architecture”) nell'ambito del 7° Programma Quadro. Ha trascorso un periodo di ricerca presso gli Argonne National Laboratory (ANL) come Guest Graduate nell'estate del 2013, lavorando sullo sviluppo di strategie di controllo innovative per i reattori SMR raffreddati a sodio.