

Alma Mater Studiorum - Università di Bologna

SCUOLA DI INGEGNERIA E ARCHITETTURA

Corso di Laurea Magistrale in
INGEGNERIA ENERGETICA
Classe LM-30

TESI DI LAUREA
in
NEUTRONICA E PLASMI M

**Progettazione concettuale del nocciolo di uno Space
Nuclear Reactor per basi lunari**

Relatore:

Prof. Marco Sumini

Presentata da:

**Mohamed
Lach hab**

Correlatori:

Ing. Francesco Lodi, Ph.D, ENEA

Ing. Giacomo Grasso, Ph.D, ENEA

Ing. Lorenzo Isolan, Ph.D, Unibo

Anno Accademico 2021-2022

Abstract

L'esplorazione spaziale dai suoi albori offre stimolanti e difficoltose sfide da superare, in special modo quando l'aspirazione è quella di fondare un insediamento su un altro pianeta. Gli obiettivi dichiarati da anni sono la Luna e Marte, i quali sono stati ampiamente studiati e analizzati anche grazie a sonde e rover. Per quanto riguarda il nostro satellite, la strada sembra già segnata: dopo la mitica corsa allo spazio che interessò Unione Sovietica e Stati Uniti, negli ultimi anni questo sentimento di predominio spaziale è riaffiorato, anche grazie all'avanguardia tecnologica raggiunta. Una delle preoccupazioni principali a proposito di una base extraterrestre è soddisfare il fabbisogno energetico che accompagna la missione. Le soluzioni a riguardo sono molteplici, tra le più promettenti l'utilizzo di sistemi a fissione. Gli SNR (Space Nuclear Reactor) hanno attirato l'interesse grazie alla loro alta affidabilità, compattezza, capacità di operare in ambienti ostili e indipendenza dalla presenza di sorgenti esterne, come la luce solare per i pannelli solari.

Nell'elaborato viene proposto un progetto preliminare di un reattore nucleare per applicazioni spaziali, che possa alimentare una piccola base lunare. Per la precisione il focus è sul core, lasciando margini di libertà nella definizione dei sistemi che completano il reattore e qualora venissero inseriti nelle analisi, viene fatto senza la pretesa di un dimensionamento effettivo. Le scelte di progetto sono guidate dai requisiti imposti dalla missione. In particolare questi riguardano il fattibile trasporto del reattore a destinazione, il rispetto delle prestazioni richieste per l'intera vita operativa e la garanzia di sicurezza anche in caso incidentale. Nell'elaborato viene descritta la struttura del nocciolo, sia da un punto di vista geometrico che di scelta dei materiali, accompagnata dalle considerazioni che l'hanno definita. Successivamente, mediante una modellizzazione con MCNP, vengono eseguite analisi neutroniche per valutare la criticità del reattore nell'arco della sua vita. Oltre a queste, un'analisi termica e meccanica sono impostate per definire le condizioni più critiche all'interno del core.

Space exploration since its beginning offered stimulating e tough challenges, especially when the aspiration consists in the creation of a human outpost on an another planet. The Moon and Mars appear to be the most attractive destinations and over the past decades a rich background of studies and researches has grown. Regarding our satellite, a clear direction has been pointed: since the space race between URSS and US, a latent feeling of dominance and conquest lurked among the most powerful nations, and now that suitable technologies are available, the space battlefield seems to be ready for a new escalation. One of the crucial concerns in planning to create a lunar base is to properly satisfy the energy requirements of the mission. A number of possible solution are available, but none of them seem to fit better than nuclear fission reactors. SNR (Space Nuclear Reactor) drew attention for these type of applications

due to their high reliability, being compact devices, ability to operate in very harsh environments and not depending on any external source, as Sun light for solar panels.

In this thesis is proposed a preliminary project of a nuclear reactor for space application able to sustain a small moon settlement. More specifically the focus of the work is on the nuclear core, meanwhile the other systems completing the reactor are introduced without any claim of dimensioning or to be strictly specified. This type of considerations are left for further studies, where these degrees of freedom can be explored. The project choices are based on the requirements imposed by the mission purposes. These requirements concern the carrying of the reactor to destination, the performance requested over the entire life span and the guarantee of safe conditions even in incidental scenario. In the forthcoming pages the core structure is described geometrically and in terms of the material chosen, illustrating the motivation lying behind this choices. Afterward, by a MCNP modelling, neutronic analyses are made for the valuation of reactor criticality over the years. Moreover, mechanical and thermal analyses are shown, thanks to which the most critical conditions of the core are displayed.

Indice

1	Introduzione	5
1.1	Background	7
1.1.1	La Luna	7
1.1.2	Tipi di Architettura e Potenza Necessaria	11
1.1.3	Pannelli Fotovoltaici	15
1.1.4	Radioisotope Thermoelectric Generator	16
1.1.5	Reattori a Fissione	17
1.2	Oggetto di Studio	23
2	Progetto concettuale nocciolo	25
2.1	Requisiti	26
2.2	Combustibile	28
2.2.1	Evoluzione Storica TRISO	28
2.2.2	Struttura TRISO	30
2.3	Moderatore	33
2.3.1	Possibili Alternative	33
2.3.2	Idruri Metallici	36
2.4	Sistema di Conversione	38
2.4.1	Analisi di Paragone	42
2.5	Sistema Asportazione e Smaltimento del Calore	44
2.6	Riassunto Scelte	46
3	Metodi e analisi esplorative	48
3.1	Metodi	49
3.1.1	MCNP	49
3.1.2	Analisi Termica	55
3.1.3	Analisi Meccanica	59
3.2	Analisi Esplorative	60
3.2.1	Composizione Fuel Omogeneo	60
3.2.2	Eterogeneo vs Omogeneo	62

3.2.3	Moderatore	63
3.2.4	Riflettore	66
3.2.5	Heatpipes	68
4	Risultati	72
4.1	Configurazione del Nocciolo	73
4.1.1	Cella Elementare	73
4.1.2	Heatpipes	77
4.1.3	Nocciolo	80
4.2	Caratterizzazione Prestazionale	84
4.2.1	Risultati Neutronici	84
4.2.2	Analisi Termica	87
4.2.3	Analisi Meccanica	96
4.2.4	Riassunto Nocciolo	98
5	Conclusioni	99
A	Appendice	103

Capitolo 1

Introduzione

Con la ripresa in grande stile delle missioni spaziali e con l'ambizione di "return to the Moon to stay..", vedi le missioni ARTEMIS, assumono grande interesse anche i progetti di creazione di insediamenti umani, sulla Luna in particolare e, in un futuro, anche su Marte. Per la Luna è stato forse ipotizzato il progetto più organico ed ambizioso, quello del Moon Village, sponsorizzato dall'ESA e commissionato allo studio SOM di New York ed al MIT e presentato anche alla Biennale di Venezia del 2021, che aveva il motto emblematico "How We Will Live Together?". E' forse la prima volta che viene esplicitata in modo così evidente l'opzione per la specie umana di trasformarsi in una specie interplanetaria, con uno spazio "democratizzato", cioè più accessibile, come nuovo orizzonte: stazioni orbitanti in orbita bassa, stazioni in orbita cislunare, fabbriche robotizzate sulla Luna, insediamenti destinati ad ospitare per lunghi periodi esseri umani. Ovviamente, uno dei problemi fondamentali che è necessario risolvere per rendere possibile questa nuova espansione è quello delle fonti di energia: possiamo ricorrere all'energia del Sole, come sulla ISS con i suoi enormi pannelli, a batterie a radioisotopi, come per le missioni di lunga distanza nell'esplorazione del sistema solare (vedi la sonda Cassini o i robot inviati su Marte), ma per assicurare un fonte energetica robusta, resiliente, in grado di garantire energia per lunghi periodi, ad oggi l'unica soluzione disponibile è costituita da reattori nucleari a fissione di piccola taglia, come d'altra parte ipotizzato anche dagli estensori del progetto del Moon Village.

Da questo punto di vista, il Masterplan del Moon Village, che si rifà alla "città lineare" di Le Corbusier, quindi anche con ambizioni "urbanistiche" di ampio respiro, rappresenta un buon punto di partenza e un terreno di applicazione ideale per le nuove filiere di piccoli e facilmente replicabili reattori nucleari a fissione, sorta di "batteria nucleare" in grado di fornire soluzioni anche in condizioni particolarmente difficili sul nostro pianeta, vedi l'articolo canadese.

L'obiettivo è quello di macchine concettualmente semplici, focalizzabili sull'alimentazione di un numero limitato di utenze non eccessivamente distanti (vedi il Masterplan del Moon Village). Le limitazioni di ingombro e peso sono principalmente legate alla necessità del loro trasporto fino al sito di allunaggio ed alle possibilità di utilizzare per quanto possibile il materiale reperibile in situ (ISRU: In Situ Resources Utilization approach). Inoltre, un design semplice ed essenziale è indispensabile per un sistema da cui ci si aspetta un'alta affidabilità per tutto il periodo di funzionamento e per cui gli interventi di manutenzione saranno limitati, se non del tutto assenti o estremamente difficili.

Dall'organizzazione del sistema di approvvigionamento energetico dipenderà la fattibilità delle missioni di insediamento lunari che si stanno pianificando e dovrebbero realizzarsi nell'arco dei prossimi 10-20 anni.

Oltre questo orizzonte temporale, con la realizzazione di navi spaziali in orbita cislunare, si aprirà poi l'opportunità di vere missioni di esplorazione su Marte, per

le quali nuovi sistemi di propulsione combinata fornita da piccoli reattori nucleari a fissione e impulsi di plasma, vedi il progetto VASIMR, risulterebbero di primaria importanza.

I reattori nucleari spaziali (SNR, Space Nuclear Reactor) risultano i candidati ideali per la loro compattezza, alta densità di potenza, affidabilità, alta adattabilità a condizioni ambientali estreme, lunga vita operativa e bassi costi di manutenzione a cui si può aggiungere la ormai pluridecennale esperienza operativa sulla Terra che ne favorirebbe un'elevata automazione e gestione robotizzata. Il tutto ovviamente tenendo anche conto dei campi di radiazione che sono prodotti da questi sistemi e che quindi vanno ad aggiungersi a radiazione cosmica ed agli effetti dei solar flares dal punto di vista radioprotezionistico per i futuri astronauti.



Figura 1.1: Moon Village, Petrov G et al., *Moon Village Reference Masterplan and Habitat Design*, 2019

1.1 Background

.

1.1.1 La Luna

La Luna, prima oggetto di poesie, successivamente teatro di smacchi a distanza per la supremazia ideologica. Il nostro satellite da più di mezzo secolo è obiettivo apertamente dichiarato di missioni spaziali. Spesso queste si sono dovute scontrare con

un ambiente ostile e assai inospitale, tantè che finchè i tempi non furono maturi, le missioni si svolsero senza equipaggio, la prima su tutte ad avere successo fu la sonda spaziale sovietica Luna 2. Il 20 luglio 1969 viene ricordato e ampiamente celebrato come il giorno in cui l'uomo mise per la prima volta piede sulla Luna grazie al programma Apollo 11. Pur essendo rimasto un risultato non ancora emulato, l'esito positivo della missione ha alzato l'asticella per le future esplorazioni e infiammato le aspirazioni di poter rivedere presenza umana sul suolo lunare.

Risulta necessario definire i contorni del paesaggio lunare e le caratteristiche che lo contraddistinguono dall'ambiente terrestre, così da poter delineare i sistemi utilizzabili e gli accorgimenti da adoperare.

La superficie può essere distinta in altopiani, in cui si trovano la quasi totalità dei crateri, e in mari, cioè quelle zone che viste dalla Terra appaiono più scure, come si può osservare in figura 1.1.1. Il suolo lunare è ricoperto da regolite, un materiale polveroso formatosi nel tempo a causa dell'impatto di meteoriti ed altri corpi vaganti. La sua composizione è strettamente legata al sottostrato di roccia, così che tra mari (di origine vulcanica) e altopiani si notano alcune differenze.

Molte sono le differenze rispetto all'ambiente terrestre, ad esempio la quasi completa assenza di atmosfera, la minor forza di gravità, temperature ed escursioni termiche estreme e un quasi inesistente campo magnetico. Un confronto sugli aspetti principali è illustrato nella tabella 1.1.

Proprietà	Luna	Terra
Massa	7.353×10^{22} kg	5.976×10^{24} kg
Raggio	1738 km	6371 km
Superficie	37.9×10^6 km ²	510.1×10^6 km ² (land = 149.8×10^6 km ²)
Densità media	3.34 g/cm ³	5.517 g/cm ³
Accelerazione gravitazionale all'equatore	1.62 m/s ²	9.81 m/s ²
Periodo rotazione siderale	27.322 giorni	23.9345 ore
Inclinazione orbita	6°41'	23°28'
Temperatura media superficiale	107 °C di; -153°C notte	22 °C
Temperature estreme	-233 °C a 123 °C	-89 °C a 58 °C
Atmosfera	10^4 molecole/cm ³ di 2×10^5 molecole/cm ³ notte	2.5×10^{19} molecole/cm ³ (STP)
Campo magnetico	0	24-56 A/m

Tabella 1.1: Confronto Luna Terra, Heiken G H et al., *LUNAR SOURCEBOOK, A User's Guide to the Moon*, 1991

Alcuni dati della tabella 1.1 possono trarre in inganno, mascherando le profonde differenze che esistono nelle diverse zone del satellite, quindi è indispensabile fare studi approfonditi per la specifica regione che si intende esplorare.

Il primo passo per la costruzione di una base lunare è definire il luogo in cui sorgerà. Questo è di profonda importanza perchè le differenti condizioni che caratterizzano le zone lunari influenzeranno le specifiche della base, degli strumenti e le prospettive della missione. La regione più familiare alle esplorazioni lunari è quella equatoriale. Quindi, in ottica di una nuova missione, si avrebbero più sicurezze in termini di prevedibilità dell'ambiente in cui si opera. Le regioni polari invece sono state meno investigate, ma possiedono vantaggi che potrebbero renderle candidate a future missioni (ed il Moon Village è appunto pensato in prossimità dello Schackleton Crater, vicino al Polo Sud lunare).

Come già accennato, la luna è sprovvista di un campo magnetico significativo e la sua atmosfera risulta molto rarefatta, quindi è completamente esposta alle radiazioni che la raggiungono. Le principali fonti di radiazioni ionizzanti che colpiscono il suolo lunare sono i brillamenti, i venti solari e i raggi cosmici. I brillamenti, noti anche come eruzioni solari, avvengono quando l'energia magnetica accumulata nell'atmosfera solare viene rilasciata improvvisamente provocando rapidi aumenti di luminosità,

spesso accompagnate da forti rilasci di plasma. L'energia sprigionata in questi eventi è elevatissima e le radiazioni emesse spaziano su tutto lo spettro elettromagnetico. Il vento solare invece consiste in un flusso di particelle cariche, principalmente elettroni e protoni, in forma di plasma che dal sole si diffondono in tutte le direzioni. I raggi cosmici sono nuclei atomici, principalmente Idrogeno, altamente energetici provenienti dallo spazio esterno al sistema solare, e radiazione gamma. Tuttavia, gamma a parte, il loro effetto è smorzato in parte dal campo magnetico dei venti solari che raggiungono la superficie lunare, in particolare quando nel ciclo di 11 anni, in cui fluttua l'attività solare associata ai brillamenti, si raggiunge il picco.

Scegliendo la regione equatoriale rivolta verso la terra come sito di costruzione, si avrebbe una minore esposizione a fonti di radiazione. Così si permetterebbe di schermare meno le strutture e le apparecchiature, rendendo il carico da trasportare più leggero. Inoltre, passeggiate lunari possono essere svolte in maggior tranquillità. Questo tipo di sicurezza non può essere garantito ai poli, in cui sarà necessario maggiore schermaggio. Per quanto riguarda le condizioni climatiche, la zona equatoriale risulta più estrema. I cicli di luce e buio sulla luna sono di 14 giorni l'uno. Questo implica che si avranno grandi escursioni termiche, più nello specifico la temperatura alla superficie può fluttuare tra $-170\text{ }^{\circ}\text{C}$ e $140\text{ }^{\circ}\text{C}$, rendendo ogni attività umana impossibile. Questo si traduce in ulteriori accorgimenti in fase di progettazione della missione e scelta dei materiali.

Ai poli la situazione è molto diversa, si possono localizzare aree quasi sempre in luce e altre quasi sempre al buio ed altre ancora in cui coesistono adiacenti luce e buio. Le fluttuazioni di temperatura saranno molto più contenute e, nel caso di zone per lo più illuminate, si può pensare di alimentare la base anche con pannelli solari.

La scelta della zona di allunaggio dipende dalle specifiche della missione, ma è indispensabile una sorgente di potenza che venga incontro efficientemente alle richieste di carico e non tutti i sistemi energetici si adattano bene ai diversi ambienti che caratterizzano la luna. Non è raro quindi che più tipologie di sistemi vengano usati in uno stesso sito al fine di ottenere una flessibilità maggiore.

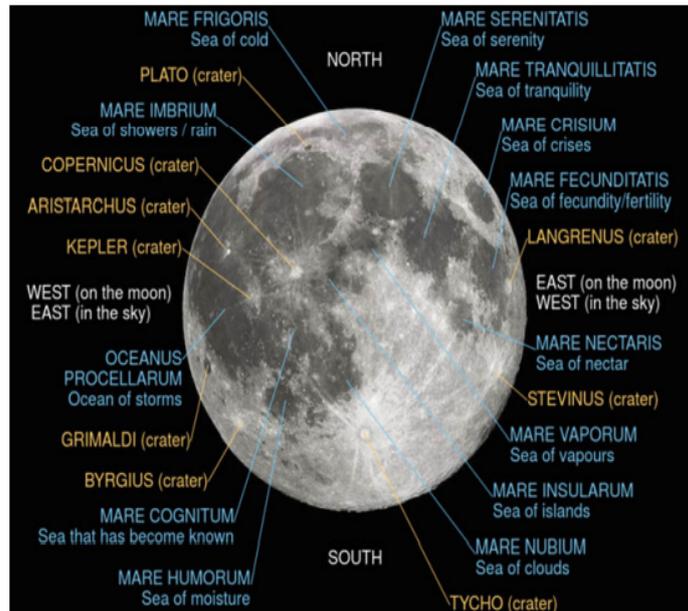


Figura 1.2: Principali crateri e mari del lato illuminato della Luna, Freiman et al., 2010)

1.1.2 Tipi di Architettura e Potenza Necessaria

Quando si parla di missioni extraterrestri si ha sempre come preoccupazione primaria la creazione di un ambiente, se non confortevole, almeno vivibile in cui poter svolgere le proprie mansioni. A seconda dell'obiettivo della missione e della sua durata gli accorgimenti necessari per garantire la sostenibilità degli astronauti varia sensibilmente.

Come primo step bisogna individuare una tipologia di locazione in linea con i piani. A questo scopo diversi tipi di architetture sono state proposte ed ognuna di esse si predilige maggiormente ad una scenario rispetto ad un altro. In Cohen 2002 [2] vengono proposte tre classi di architettura lunare: pre-integrata, pre-fabbricata e ISRU (In Situ Resource Utilization).

La classe di strutture pre-integrate consiste in strutture composite già assemblate e complete, quindi immediatamente usufruibili una volta posizionate nel sito scelto. Risultano vantaggiose per l'alta affidabilità e la facilità di riparazione. La classe di pre-fabbricati è più modulabile rispetto la prima, essendo delle strutture gonfiabili o parzialmente assemblate, riducendone la massa in fase di trasporto. Questo prototipo offre maggiori volumi abitabili incidendo positivamente sul morale e qualità della vita dell'equipaggio, senza contare la maggior produttività che ne consegue. L'ultima categoria è quella che prevede una maggior autonomia da parte della spe-

dizione. Le strutture costruite in situ sfruttano risorse presenti nella vicinanze del sito di atterraggio e la naturale conformazione del terreno per lo scavo di grotte e tunnel. Questo approccio autosufficiente risparmia peso di trasporto ed è propria di un'attività umana sul suolo lunare prossima ad un insediamento semi-permanente, o addirittura, permanente. Infatti possiamo associare ad ognuna delle classi descritte uno stadio di sviluppo nell'esplorazione lunare: la classe di moduli pre-integrati ha come obiettivo l'esplorazione senza mire lungimiranti; passando ai prefabbricati, si suggerisce la creazione di un ambiente meno dipendente dalla missione primaria, un insediamento utile anche per missioni future con prospettive di permanenza di medio termine; con le ISRU si passa a una fase di stanziamento effettiva, in cui la dipendenza dalla Terra è più marginale, legata più che altro a direttive sui piani di sviluppo della insediamento.



Figura 1.3: Classe 1, Modulo pre-integrato (John Frassinito and Associates, 1993)



Figura 1.4: Spazi interni e laboratori progetto Moon village, Petrov G et al., *Moon Village Reference Masterplan and Habitat Design*, 2019

A prescindere dalla tipologia di base, ognuna di esse avrà consumi energetici a cui provvedere. E' assai utile sapere quanta potenza è necessaria per alimentare le varie utilities e la strumentazione. A questo riguardo in letteratura è possibile trovare molti studi.

Uno dei più interessanti è il lavoro di Colozza 2020 [1] in cui vi è uno studio sistematico circa il fabbisogno di potenza di un campo base da 6 persone e un ISRU per la produzione di ossigeno utilizzando il suolo lunare. L'ossigeno viene prodotto ad un rateo di 1.63 kg/h per l'arco di un'intera giornata lunare (708.33 ore) con un costo stimato di 25.83 kW. Il campo base di 6 persone ha un consumo di 28.05 kW così ripartiti:

Fabbisogno potenza	[kW]
Control and Life Support System	
Trattamento Aria	5.85
Biomasse	6.10
Cibo	4.27
Smaltimento calore sistemi	1.03
Rifiuti	0.01
Trattamento acqua	1.29
Supporto attività extraveicolare	2.50
Operational equipment	
	6
Comunication	
	1
Total	28.05

Tabella 1.2: Fabbisogno potenza cambo base 6 persone in Colozza, *Small Lunar Base Camp and In Situ Resource Utilization Oxygen Production Facility Power System Comparison*, 2020

Come mostrato in tabella 1.2 si nota come non sia presente la voce del riscaldamento in quanto, come spiegato dall'autore, viene sfruttato il calore disperso dei processi per mantenere i locali in temperatura, anche durante le ore notturne. Si ha quindi un totale di 53.88 kW di fabbisogno per il campo base da sei persone e la ISRU.

Un altro studio in cui si stima la potenza richiesta per un insediamento lunare è Khan et al. 2006 [4]. Viene presentato un progetto di sviluppo della base in 5 fasi da portare a termine nell'arco di 20 anni. Le fasi consistono in progressivi avanzamenti per raggiungere l'indipendenza del progetto dalla Terra. L'analisi di fabbisogno è fatta sulla fase 0, lo stadio di studio del sito mediante esplorazioni robotiche e analisi di fattibilità in cui la presenza umana è assente o ridotta al minimo.

Fabbisogno potenza	[kW]
ISRU: mining activities	43
General Science	1
Ricarica Rover	5
Carico Parassita RFC	25
Margine 10 %	7
Total	81

Tabella 1.3: Fabbisogno di potenza stadi iniziali progetto in Khan, *Power System Concepts for the Lunar Outpost: A Review of the Power Generation, Energy Storage, Power Management and Distribution (PMAD) System Requirements and Potential Technologies for Development of the Lunar Outpost*, 2006

Un valore mostrato in tabella 1.3 superiore rispetto a quello illustrato prima, ma che riflette anche le diverse condizioni operative e la diversa pianificazione della missione nei vari aspetti. A riprova di ciò, nello stesso Cohen 2002 [2] viene citato come necessario un sistema energetico che garantisca dai 12 ai 30 kW per una base lunare con presenza umana dai 90 giorni in su.

Le richieste di potenza viste spaziano in un range il cui limite superiore è indicativamente 100 kW, tenendo a mente che dipendono largamente dalla scala della missione e dall'equipaggiamento disponibile, e soprattutto, in una fase pseudo-embrionale di esplorazione/insediamento, hanno come collo di bottiglia la modulabilità dei sistemi di potenza utilizzabili in un contesto extra-terrestre. A questo riguardo le sezioni successive faranno una rassegna delle soluzioni energetiche più appetibili per il sostentamento spaziale.

1.1.3 Pannelli Fotovoltaici

Sfruttare l'energia solare è una soluzione vincente in molte occasioni. Si evita di dover caricare il sistema con del rifornimento, risparmiando peso e spazio. Inoltre, il principio di funzionamento dei pannelli solari non prevede parti in movimento, questa semplicità di architettura garantisce un'alta affidabilità e sicurezza, requisiti indispensabili in operazioni spaziali.

I pannelli fotovoltaici utilizzano l'energia elettromagnetica proveniente dal sole e la convertono in energia elettrica mediante celle costituite da semiconduttori. Questo principio di funzionameto in ambiente privo di atmosfera ha un notevole vantaggio per quanto riguarda la radiazione che effettivamente li raggiunge, garantendo un'alto rapporto potenza-massa. Sono sistemi che vengono incontro alle richieste di potenza efficacemente, soprattutto se affiancati da dispositivi per l'accumulo di energia, come batterie e RFC (Regenerative Fuel Cells). L'accumulo di energia è assai importante

per un'ipotetica base lunare a causa delle lunghe notti di circa due settimane in cui questi sistemi devono dimostrarsi surrogati attendibili per il sostentamento energetico.

Più nello specifico, una delle soluzioni più usate in ambito spaziale e con una Technological readiness level (Trl) avanzata sono le batterie agli ioni di Litio. Questa soluzione però ha come contro il fatto di avere energie specifiche non sufficienti per garantire a basi lunari, anche di piccola scala, energia sufficiente senza un sovradimensionamento eccessivo. A questo scopo è in fase di studio una nuova classe di batterie la cui densità di potenza risulta in linea con applicazioni di più ampio respiro, le batterie Litio-Zolfo. Un'altra forma di stoccaggio dell'energia è tramite l'utilizzo regenerative fuel cells, le quali hanno ottimi valori di energia specifica, ma risultano ancora in una fase tecnologica prematura per questo tipo di applicazioni.

Oltre al problema dell'accumulo di energia, i pannelli fotovoltaici risultano sensibili all'accumulo di polvere su di essi e in special modo lo sono nei confronti dei raggi cosmici, andando ad impattare fortemente sulla efficienza del sistema fotovoltaico.

1.1.4 Radioisotope Thermoelectric Generator

I generatori termoelettrici a radioisotopi, o RTG, sono dispositivi per la produzione di potenza che sfruttano il decadimento radioattivo dei radioisotopi. Sono sistemi senza parti in movimento per i quali non c'è bisogno di manutenzione, rendendoli ideali per applicazioni spaziali.

La conversione del calore di decadimento in energia elettrica avviene mediante l'uso di termocoppie, strumenti che sfruttano l'effetto Seebeck. Questo effetto prevede che ad una differenza di temperatura corrisponda una differenza di potenziale e viceversa. Per poter registrare una forza elettromotrice ai capi è necessario che due conduttori, o semiconduttori, diversi in materiale, siano in contatto tra loro in due punti differenti, giunzioni, e tra questi due punti si instauri un gradiente di temperatura

Gli elementi termici di conversione sono posti intorno alla capsula di materiale radioattivo termicamente in parallelo e elettricamente in serie così da ottenere una differenza di potenziale sufficientemente elevata.

Il fuel con cui sono caricati gli RTG deve soddisfare tre criteri per poter essere effettivamente usato: produrre efficace calore di decadimento; il tempo di dimezzamento deve garantire una produzione continua di energia per un tempo sufficiente; la potenza volumetrica del combustibile deve essere moderata e in linea con i requisiti della missione. Il primo criterio si riferisce al tipo di radiazione emessa dal radioisotopo, le più comuni sono alfa, beta e gamma. Ognuna di esse corrisponde ad un diverso meccanismo di decadimento e dunque differiscono in natura e caratteristiche. Nelle applicazioni RTG è necessario che la scala di lunghezza in cui la radiazione depone

la propria potenza sia breve, per questo sono preferiti quegli isotopi che prediligono decadimento alfa, quindi l'espulsione di un nucleo di Elio.

Gli isotopi che risultano soddisfare i tre criteri sono quelli che ha senso investigare maggiormente e impiegare, ad esempio lo stronzio-90, il polonio-210, l'americio-241 e il curio-244. Tuttavia, il più usato è il plutonio-238, un radioisotopo artificiale emettitore alfa con emivita di 88 anni e alta densità di potenza.

Gli RTG, in definitiva, sono ottime soluzioni per applicazioni in cui le potenze in gioco sono molto contenute, ma negli altri casi risultano sconvenienti, senza tenere in conto la bassa efficienza e il loro alto costo.

1.1.5 Reattori a Fissione

Un'affidabile e sicura fonte di energia è costituita dai reattori a fissione, che grazie alla dimostrata modulabilità, hanno ottime prospettive per applicazioni di scala ridotta. A differenza degli RTG, la reazione dominante è quella di fissione del combustibile fissile. Il combustibile più usato è l'Uranio, il quale incorre in fissione con rateo interessante per scopi ingegneristici nella forma dell'isotopo uranio-235, per questo il fuel subisce trattamenti per incrementarne l'arricchimento, cioè la percentuale in peso di uranio-235.

La reazione di fissione è innescata dai neutroni che interagiscono con il fissile, e a seconda dello spettro del flusso si distingue in reattori veloci e termici. Questi ultimi sono i reattori più comuni e sviluppati fino ai giorni nostri, come BWR e PWR, risultando in una tecnologia ben conosciuta e riarrangiata in molte architetture. Le soluzioni a spettro veloce sono interessanti alternative con vari vantaggi, tant'è che costituiscono gran parte della classe di reattori di IV generazione, nata dall'esigenza di rendere l'industria nucleare negli anni avvenire più sicura ed efficiente sia dal punto di vista strettamente ingegneristico che economico. I reattori veloci possono trovarsi in varie configurazioni, a volte molto complesse, quindi più difficili da studiare, ma tutte accomunate dall'assenza di un moderatore (il materiale che rallenta i neutroni prodotti da fissione).

Le strategie di esplorazione spaziale, prese in atto le grandi potenzialità del nucleare, hanno sviluppato molti progetti di reattori per alimentare future basi lunari. Infatti sono sistemi compatti e affidabili, capaci di lavorare in ambiente molto ostile per anni, non necessitano di sistemi di stoccaggio dell'energia come i pannelli fotovoltaici e sono sistemi facilmente scalabili, quindi possono garantire il fabbisogno di potenza senza grandi problemi. Le complicazioni che possono incorrere riguardano la trasportabilità del reattore, che a seconda del carrier deve rispettare limiti in peso e volume stringenti, e soprattutto di schermaggio: bisogna prevedere il reattore di uno schermaggio adeguato affinché gli operatori, o anche solo l'attrezzatura intorno, non subisca danni da irraggiamento. Una soluzione per ridurre il peso dello strato di

schermo, che impatta sensibilmente sul totale, può essere lo schermaggio nella sola direzione dell'insediamento oppure ridurre lo strato, ma incrementare la distanza dei reattori dal campo base.

Fin a quando l'uomo ha iniziato a la corsa allo spazio con i primi satelliti parve chiara la necessità di sistemi di potenza efficaci ed affidabili. Molto presto progetti per adattare sistemi nucleari a questo scopo furono intrapresi. Il primo reattore nucleare per applicazioni spaziali fu lanciato in orbita il 3 aprile del 1965, era lo SNAP-10A, frutto degli studi e test della U.S. Atomic Energy Commission. Destinato ad alimentare satelliti, lo SNAP-10A doveva garantire 500 W elettrici per un periodo di un anno, tuttavia, a causa di un guasto elettronico, il reattore ha cessato di operare dopo appena 43 giorni. Rimane l'unico SNR degli Stati Uniti effettivamente operativo in missioni spaziali. Il core è composto da elementi di combustibile di Idruro di Zirconio e Uranio arricchito oltre il 90 %. L'asportazione del calore è affidata ad una miscela di NaK, il quale scorre all'interno del core. Su ogni tubo sono installate 72 termocopie che permettono una conversione diretta in corrente. Il Berillio, posto all'esterno del vessel, funge da riflettore. Il controllo della reattività è ottenuto controllando la fuga di neutroni mediante lo spessore di riflettore che viene mostrato al core. Infine esternamente è posto uno strato di LiH come schermo. Il sistema nella sua totalità pesa 435 kg, con una lunghezza totale di 348 cm.

Uno dei più interessanti progetti di SNR è il TOPAZ. Nell'allora Unione Sovietica gli studi riguardanti la conversione termoionica applicata ai reattori nucleari iniziarono verso la fine degli anni 50' e nel 1965 si iniziò la costruzione di un reattore nucleare spaziale che sfruttasse questa nuova tecnologia. Si svilupparono due design differenti per quanto riguarda gli elementi di combustibile termoionici (TFE). Il primo TOPAZ aveva TFE multi cella, cioè più elementi TFE impilati per tutta l'altezza del core, mentre l'altro design, che sarà meglio conosciuto con il nome TOPAZ-II, consisteva in una cella singola, che garantiva il vantaggio di testare il reattore anche senza combustibile, usando resistenze termiche. Durante gli anni 70' i prototipi di TOPAZ-I furono testati e il 1 febbraio del 1987 l'Unione Sovietica lanciò il suo primo satellite alimentato da reattore con conversione termoionica, il Cosmos 1818. Il 10 luglio dello stesso anno un secondo satellite, il Cosmos 1867, fu portato in orbita. Rimasero operativi per 143 e 342 giorni rispettivamente. I vari dettagli di progetto dei TOPAZ rimasero per molti anni vaghi al di fuori dei confini Sovietici. Gli USA arrancavano a colmare il gap, quindi fu proposto lo sviluppo di un nuovo reattore spaziale. Il progetto che nacque fu il SP-100, il quale fu presto abbandonato per i costi crescenti e l'elevato tempo necessario al completamento. Nel 1989 gli scienziati Russi a capo dei progetti TOPAZ e Yenisey (TOPAZ-II) furono invitati dagli Stati Uniti al Albuquerque Space Nuclear Power Symposium, dove si arrivò a chiudere una trattativa di acquisto dei TOPAZ-II da parte degli Americani. Nasce così il TOPAZ International Program (TIP) il quale permise agli Stati Uniti anche di poter assumere scienziati

e ingegneri Russi che ebbero l'opportunità di continuare a lavorare su questo tipo di reattori dopo il taglio dei fondi nell'USSR. Il TOPAZ-II produce elettricità dal calore generato nel combustibile convertito mediante unità termoioniche. Il reattore fu pensato per garantire 6 kW elettrici a 27 Volts per una durata di tre anni. Inoltre, il peso non doveva superare i 1091 kg, escluso il sistema di controllo automatico. Il refrigerante, NaK, attraversa un core composto da 37 TFE a cella singola alimentate da UO_2 arricchito al 96 %. Queste sono inserite all'interno di un blocco di moderatore in $ZrH_{1.85}$. Il reattore è alto 37.5 cm per 26 cm di diametro ed è circondato da uno strato di riflettore (Be). Nel riflettore sono inseriti cilindri rotanti ricoperti in parte da BC/SiC per controllare la reattività. Lo schermaggio è costituito da LiH. Benchè i vari test effettuati ebbero esito positivo, il programma per il l'utilizzo del TOPAZ-II in missione (NEPSTP) fu cancellato nel 1993 a causa di pressioni anti-nucleari in missioni spaziali e taglio di fondi.

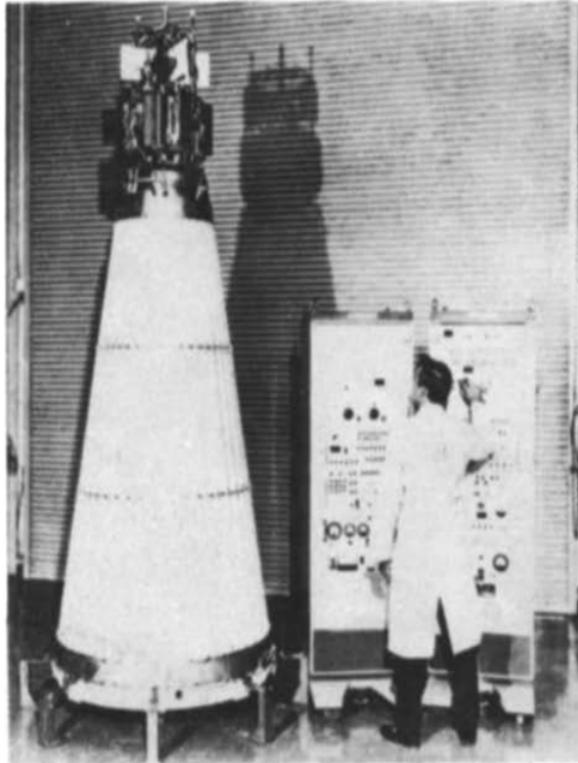


Figura 1.5: Reattore SNAP-10A, Johnson R et al, *Design, ground test and flight test of SNAP 10A, first reactor in space, 1967*



Figura 1.6: Scienziati Sovietici con reattore TOPAZ-II al New Mexico Space Nuclear Power Symposium, Albuquerque Convention Center, New Mexico, gennaio 1991, Dabrowski, *U.S.–Russian Cooperation in Science and Technology: A Case Study of the TOPAZ Space-Based Nuclear Reactor International Program*, 2013)

Con l'aumento di attenzione per gli SNR, vari progetti iniziano a maturare. Uno dei più interessanti è il RAPID-L, portato avanti tra il 1999 e il 2001 sotto la supervisione di Misturo Kabe, senior consultant presso il Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI). Il RAPID-L è il concept di un reattore a spettro veloce raffreddato a Litio per alimentare una base lunare. Il reattore è in grado di fornire 200 kW elettrici per un totale di 10 anni, che possono essere estesi a 20 dopo un ciclo di ricarica. Il core è un cilindro di diametro e altezza di 60 cm. E' previsto un arricchimento differente per il core interno ed esterno, rispettivamente UN arricchito al 40 % e 50 %. Una delle sue peculiarità del design è appunto la possibilità di estrarre il combustibile esausto in modo sicuro e caricare il reattore con una nuova 'cartuccia'. La conversione dell'energia termica prodotta avviene mediante 4 sistemi termoelettrici posizionati attorno al reattore. Inoltre, il reattore è pensato per essere inserito all'interno di una buca nel terreno lunare, in modo ottimizzare lo spazio e schermare il core. L'aspetto più innovativo del progetto sta nel sistema di controllo della reattività. Abbandona l'utilizzo di barre di controllo per passare a sistemi che sfruttano Litio: lithium expansion module (LEM), lithium injection module (LIM) e lithium release module (LRM). Ognuno ha caratteristiche particolari utili a intervenire con successo in differenti scenari. L'essenza dell'utilizzo di questi sistemi ad interven-

to automatico sta nell'aumentare la sicurezza dell'impianto, riducendo il numero di strumentazioni e dunque le probabilità di errore umano o interventi terroristici.

Missioni per lo sviluppo di reattori spaziali negli Stati Uniti, eccetto che per lo SNAP-10A, avevano portato a pochi risultati causando ingenti perdite economiche. Fatto tesoro dei propri passati, nel 2015 parte il progetto per la produzione di un reattore spaziale che garantisca una potenza nell'intorno del kW utile alle missioni della NASA. L'obiettivo del programma era quello di produrre un prototipo di reattore nucleare per l'alimentazione di sistemi spaziali nell'arco di 3 anni con a disposizione un budget che non sforsasse i 20 milioni di dollari. L'impostazione dell'intero design si basa sulla semplicità, definire la configurazione che portasse al miglior risultato evitando strade eccessivamente complicate. Così nasce il KRUSTY (Kilowatt Reactor Using Stirling TechnologY), un reattore a spettro veloce che è in grado di produrre 5 kW termici, che grazie ad un sistema di 8 heatpipes e stirling engines, forniscono 1 kW elettrico. Il design è scalabile fino alla produzione di 10 kW. Il core riflette la semplicità e affidabilità ricercata, infatti consiste in un blocco cilindrico U-Mo arricchito al 93.1 % in cui sono inserite 8 heatpipes al Sodio e centralmente la cavità per l'unica barra di controllo in B₄C. Le sue dimensioni sono molto contenute: è alto 25 cm, raggio esterno 11 cm e 4 cm per quanto riguarda la cavità interna. Sia radialmente che assialmente è circondato da uno strato di riflettore, BeO. Nella sua interezza, compreso il sistema di smaltimento di calore e lo schermo, il KRUSTY pesa 400 kg. A marzo del 2018 il reattore supera con successo i test di operatività, il primo concept di reattore ideato negli Stati Uniti a farlo in oltre 40 anni.

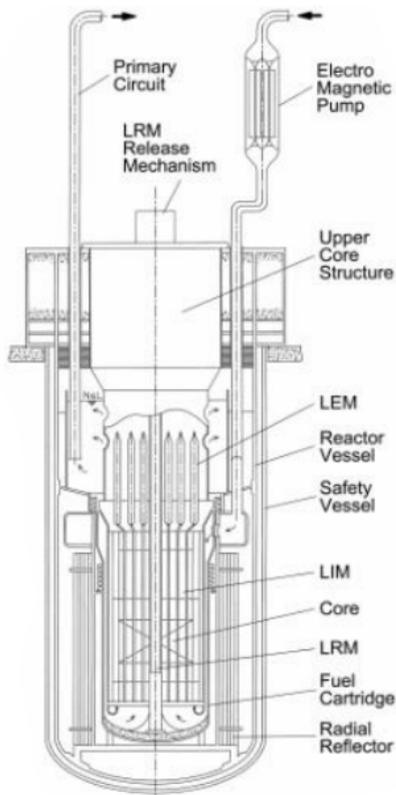


Figura 1.7: Struttura reattore RAPID-L, Kambe M et al., *RAPID-L and RAPID Operator Free Fast Reactor Concepts Without Any Control Rods*, 2003

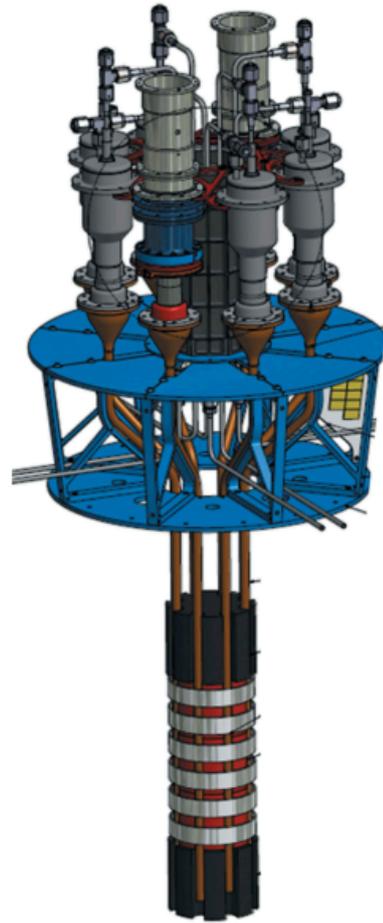


Figura 1.8: Reattore KRUSTY, Poston D. *KRUSTY Reactor Design*, 2020

1.2 Oggetto di Studio

L'elaborato di tesi si pone come obiettivo la modellizzazione e dimensionamento preliminare di un reattore spaziale per applicazioni lunari, più in particolare il core dello stesso, mentre il resto del sistema verrà definito ed entrerà nelle valutazioni come di contorno, ma senza pretese di uno studio dettagliato. Le analisi sul reattore partono dal presupposto di dover lanciare l'intero sistema mediante un sistema di lancio fino alla luna, dunque i limiti di carico del razzo vettore sono un primo vincolo. Una volta allunato ed entrato in operazione il reattore, le possibilità di manutenzione sono ridotte al minimo, se non escluse completamente, l'intero progetto deve poter assicurare un'alta affidabilità. I vari sottosistemi vanno scelti in quest'ottica e soprattutto adatti ad operare in un ambiente extraterrestre. Un altro punto fondamentale del lavoro è stato definire un concept di core, e di reattore, in cui la sicurezza in operazione o in caso di incidente fosse garantita, adottando scelte progettuali a questo riguardo.

L'intero sistema è pensato per l'alimentazione di una piccola base lunare e dispositivi al suo servizio. Il progetto può essere integrato con altre fonti di energia, al fine di garantire una maggiore flessibilità. Anche insieme ad altri SNR in modo da incrementare la taglia del sistema energetico dell'insediamento, permettendo di rafforzare la presenza umana sul satellite.

La tesi è strutturata come segue.

Capitolo 2: Progetto concettuale nocciolo

Nel primo capitolo i vari requisiti del sistema vengono elencati e vengono definite le scelte di alto livello prese proprio in base a questi. Inoltre, vengono proposte possibili soluzioni riguardanti il sistema di conversione da adottare nella configurazione finale sistema, discutendone vantaggi e svantaggi.

Capitolo 3: Metodi e analisi esplorative

In questa sezione MCNP e il suo principio di funzionamento sono riportati. In aggiunta si possono trovare l'impostazione del percorso di modellizzazione dell'analisi termica e meccanica. Nella seconda sezione sono mostrate le principali analisi esplorative effettuate, i cui risultati hanno guidato le scelte effettive di progetto.

Capitolo 4: Risultati

Nella prima parte il nocciolo viene descritto nei suoi vari particolari, specificando dimensioni, geometria e proporzioni. Nella sezione successiva invece, data la configurazione finale, questa viene analizzata da un punto di vista prestazionale sotto aspetto neutronico, termico e meccanico.

Capitolo 5: Conclusioni

Un breve riassunto dell'attività svolta e di possibili risvolti futuri atti all'ottimizzazione di vari aspetti del progetto.

Capitolo 2

Progetto concettuale nocciolo

Iniziare a definire la configurazione di un reattore necessita la contestualizzazione del suo impiego. Da questo derivano le condizioni in cui opererà e i vari requisiti per poter soddisfare le richieste. Il passo successivo è quello di identificare quali soluzioni ha senso esplorare, confrontando vantaggi e svantaggi. In questa sezione è presentata una rassegna dei requisiti individuati per il reattore per applicazioni spaziali e successivamente scelte di più alto livello saranno introdotte, andando a marcare la configurazione del sistema.

Il valori suggeriti dalla NASA per un FSP (Fission Surface Power) [25] è stato preso come punto di partenza per la definizione di alcuni dei requisiti principali per la missione, come potenza, durata, massa e volume.

2.1 Requisiti

La progettazione di ogni tipo di sistema nasce dall'esigenza di soddisfare specifici bisogni. Allo stesso modo di ogni altro progetto, anche alla base della costruzione di un reattore spaziale vanno elencati i requisiti da soddisfare. In questo contesto ci si limiterà a quelli di più alto livello e di diretto interesse per l'obiettivo della tesi.

Più nello specifico nel nostro caso i requisiti da cui si è partiti sono la potenza fornita e la vita operativa del sistema. Però il sistema in questione è pensato per operare sulla superficie lunare, di conseguenza il reattore in sé non è che uno dei tanti tasselli, seppur importante, dell'intera missione. Operazioni di lancio spaziale impongono forti vincoli su limiti di peso e volume trasportabili, per questo bisognerà tenerne in conto nelle scelte che verranno prese.

Requisito 1 (*Combustibile*)

Il combustibile utilizzato deve essere Uranio, in particolare LEU (Low Enriched Uranium), cioè con arricchimento in massa di uranio-235 massimo di 19.75 % .

Razionale: Come per tutti i reattori che hanno intrapreso missioni spaziali, l'Uranio è preferito al Plutonio per una questione di non proliferazione nucleare. Nel caso qui studiato in particolare ci si è vincolati ad Uranio LEU, soluzione che penalizza in peso e dimensioni rispetto ad altre con più alti arricchimenti, ma con interessanti risvolti, soprattutto a seguito di un recente cambio di prospettive politiche a riguardo del grado di arricchimento di reattori inviati in orbita [30].

empty citation

Requisito 2 (*Potenza*)

Il reattore deve poter garantire la produzione in normali condizioni operative di almeno 40 kW elettrici.

Razionale: Il valore di 40 kWe è stato selezionato in quanto verosimile come fabbisogno previsto per una fase iniziale di insediamento (come descritto nel Capitolo 1). Tale valore è anche preso a riferimento dalla NASA [25].

Requisito 3 (*Durata*)

Assumendo un funzionamento continuativo a pieno carico (i.e., 100 % della potenza), il reattore deve poter garantire una vita utile di almeno 10 anni.

Razionale: La durata selezionata è in linea con l'obiettivo di creare un avamposto con prospettive di fondazione di un insediamento negli anni avvenire, come suggerito anche dallo studio NASA [25].

Requisito 4 (*Modularità*)

Il sistema deve permettere una modulabilità dell'output di potenza (i.e., capacità di adattarsi alla variabilità del carico dell'utenza) in modo autonomo. La capacità di seguire il carico deve includere l'intervallo compreso tra 0 % e 150 % della potenza nominale (operazioni a valori maggiori del 100 % devono essere limitate nel tempo).

Razionale: In una missione spaziale verosimilmente il reattore dovrà far fronte singolarmente alla curva di carico ordinaria e alle situazioni in cui può eccedere il valore di progetto, da qui questo requisito.

Requisito 5 (*Peso*)

Il reattore, includendo tutti i sistemi che lo compongono nonché tutti i suoi sistemi ausiliari, deve avere un peso inferiore a 6000 kg.

Razionale: La programmazione del lancio di un razzo ruota attorno al peso del carrier e del carico, il quale deve sottostare a rigide limitazioni. Il valore sopraccitato è suggerito dalla NASA per il lancio di un sistema di fissione [25].

Requisito 6 (*Volume*)

Il reattore deve poter essere inserito con successo all'interno di un cilindro di 4 metri di diametro e 6 metri di altezza.

Razionale: Similmente a quanto discusso per il Requisito 5 (Peso), il sistema da trasportare deve poter essere inserito nell'apposita sezione del razzo, nonché nel relativo lander, quindi le dimensioni devono tenere conto dei vincoli geometrici imposti da questi. I dati in questione in particolare sono presi da stime NASA [25].

Requisito 7 (*Sicurezza*)

Il reattore deve garantire ampi margini di sicurezza e affidabilità per l'intera du-

rata della missione. Durante l'operatività nominale, ma soprattutto, in condizioni incidentali, il reattore non deve comportare una dose eccessiva per i membri dell'equipaggio e/o residenti della base.

Razionale: In una ipotetica situazione incidentale, i danni all'equipaggio e alle strutture stesse potrebbero causare un'anticipato rientro dalla missione, o nel peggiore dei casi la morte dell'equipaggio, quindi si vuole rendere più remoto possibile uno scenario del genere, progettando un sistema a basso rischio di fallimento e di contaminazione.

2.2 Combustibile

Il combustibile per alimentare l'SNR è dato dal requisito 1, Uranio arricchito al 19.75% in U235, per l'esattezza nella sua forma più conosciuta, UO₂. Pur avendo definito il materiale, questo non preclude alcun tipo di geometria dei singoli elementi. Il design con cui è inserito all'interno del reattore incide fortemente sulle sue prestazioni ed è dunque parte centrale della progettazione, il primo mattone da porre. Sulla scia di un'architettura che premia su tutto la sicurezza, come da requisito 7, la scelta è ricaduta sul TRISO (TRistructural ISOtropic), consapevoli dell'impatto negativo sui requisiti di peso e volume (5 e 6) a causa della bassa densità fissile. Le TRISO sono microsferiche di combustibile di circa un millimetro di diametro composte di strati metallici e di carbonio con l'obiettivo di ridurre notevolmente il rilascio dei prodotti di fissione sia durante le normali operazioni che in scenari incidentali.

2.2.1 Evoluzione Storica TRISO

Questo tipo di combustibile vanta una lunga storia la cui nascita risale agli anni 50', durante le fasi iniziali del progetto del reattore HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor) Dragon. Da allora molte configurazioni differenti, variando materiali e geometrie, sono state sperimentate. I più importanti sviluppatori dell'epoca erano Regno Unito, Germania e Stati Uniti, i quali iniziarono a testare questo innovativo combustibile a partire dagli anni 60' all'interno di reattori dal nuovo design. Questi, rispettivamente ai paesi, erano: il reattore Dragon, un HTGR dal core prismatico capace di produrre 20 MW termici e che raggiunse la criticità per la prima volta nel 1964; AVR, operativo dal 1967, è il primo reattore pebble-bed ed aveva una taglia di 46 MW termici; infine il Peach Bottom, un HTGR prismatico che entrò in servizio il 1966, che poteva fornire 115 MW termici di potenza.

Le prime versioni di particelle consistevano in un nucleo di combustibile ricoperto da un singolo strato di Carbonio pirolitico con lo scopo di proteggere l'interno durante il processo di fabbricazione. Presto si mostrarono i vantaggi forniti, in termini di

contenimento dei prodotti di fissione, che l'aggiunta di uno strato aveva portato. Quindi a partire dagli anni 60' il design venne sviluppato e modificato nella direzione di una maggiore efficienza.

Nelle prime versioni la rottura dello strato di Carbonio pirolitico durante irradiazione costituiva un problema. Le cause potevano essere molteplici, tra cui espansione del nucleo e pressione dei gas di fissione, dunque si introdusse uno strato più interno di Carbonio pirolitico a densità minore. Questo dava spazio libero per i gas di fissione e per eventuali espansioni del nucleo fissile. L'idea dell'aggiunta di questo spessore tra i due strati si rivelò vincente e spinse alla ricerca di ulteriori migliorie.

Per limitare la diffusione di crepe all'interno del Carbonio pirolitico, si pensò di passare all'utilizzo di sottili strati concentrici. Tuttavia questa soluzione fu presto abbandonata, perchè ci si rese conto che la anisotropia del reticolo cristallino giocava un ruolo assai grande durante l'irradiazione. Questa struttura irradiata era molto suscettibile a variazioni dimensionali asimmetriche, causando in ultimo fratture dello strato. Quindi gli sforzi si indirizzarono alla produzione di Carbonio pirolitico con struttura isotropica anzichè l'utilizzo di sottili lamine.

Sempre nei primi anni di sviluppo si fece strada l'introduzione di uno strato di Carburo di Silicio inserito tra due di carbonio pirolitico. Questa aggiunta fu giustificata da un migliore azione bloccante dei prodotti di fissione e una maggiore compattezza dell'intera particella. Con l'aggiunta dello spessore di carburo di silicio la configurazione ottimale era raggiunta, la stessa delle moderne TRISO. Ciò permise negli anni successivi di concentrarsi sui metodi di fabbricazione, che migliorarono notevolmente, mostrando performance più convincenti, sui test in reattore e sulla creazione di modelli computazionali che prevedessero il comportamento dei vari strati.

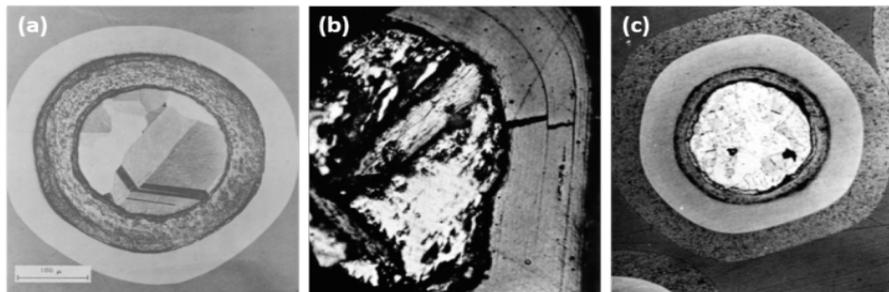


Figura 2.1: Evoluzione particelle combustibile: (a) Particella con strato di PyC e buffer. (b) Particella con carbonio pirolitico in lamine (c) Particella con strato di buffer e due di carbonio pirolitico, il più interno in forma laminare, Demkowicz P., Liu B Hunn J., *Coated particle fuel: Historical perspectives and current progress*, Journal of Nuclear Materials, 2019,434-450, 515.

2.2.2 Struttutra TRISO

La classica TRISO è costituita da un kernel, il nucleo, e altri 4 strati. Il kernel è la zona attiva della particella, cioè consiste nel combustibile vero e proprio. I più comuni son UO_2 e UCO : l' UO_2 risulta il più conosciuto e quello con cui sia ha più familiarità, mentre l' UCO , pur essendo meno comune, offre il vantaggio di controllare meglio la produzione di CO , alleviando gli strati dalla pressione che ne deriva. Questo gioca un ruolo decisivo in reattori dall'elevato burnup, condizione che (prevedibilmente) non riguarda il nostro progetto, pertanto l' UO_2 rimane la soluzione preferita. Immediatamente oltre il kernel c'è il buffer, uno strato di Carbonio poroso a bassa densità che funge da zona di raccolta dei gas prodotti da fissione e reazioni chimiche tra il Carbonio e l'Ossigeno rilasciato dal combustibile. Lo strato interno di Carbonio pirolitico, abbreviato IPyC (Inner PyroCarbon) protegge il kernel dal Cloro in fase di fabbricazione e inoltre fa da superficie di deposito per il SiC. Quest'ultimo costituisce la principale barriera nei confronti dei prodotti fissione ed è posto tra due strati di PyC. L'OPyC è lo strato che si affaccia alla matrice in cui le TRISO sono immerse ed oltre a ciò conferisce alla particella una maggior compattezza.

Strato	Composizione	Raggio [cm]	Densità [g/cm ³]
Kernel	UO_2	0.0250	10.96
Buffer	C	0.0340	1.1
IPyC	C	0.0380	1.9
SiC	SiC	0.0415	3.18
OPyC	C	0.0455	1.9

Tabella 2.1: Dimensioni e proprietà strati TRISO, Zuhair et al., *Study on the Characteristics of Effective Delayed Neutron Fraction (β_{eff}) for Pebble-Bed Reactor with Plutonium Fuel*, 2019 & T Taryo et al., *Analysis of water ingress accident in the RDE core using MCNPX*, 2021

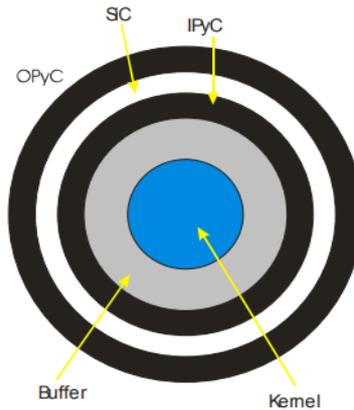


Figura 2.2: Schema particella di TRISO, R.N. Morms, D.A. Petti, D.A. Powers, and B.E. Boyack, *TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents (NUREG/CR6844)*, July 2004

E' necessario specificare che le dimensioni riportate nella tabella 2.3 non sono necessariamente le ottimali per il nostro progetto, ma tipici valori di letteratura, che comunque garantiscono un buon punto di partenza.

Le microsfere vengono inserite all'interno di una matrice che le tiene fisse. Questo è importante sia per una questione termica che meccanica. Infatti se si considerasse di inserire le particelle in una forma senza però fissarle, le superfici di contatto sarebbero limitate e ci sarebbero molti spazi vuoti, andando a ridurre la trasmissione di calore nel reattore, con tutto ciò che ne deriva. Se inoltre, le particelle e il contenitore in cui sono inserite non dovessero avere la stessa espansione termica, come è logico aspettarsi, si genererebbero grandi forze di compressione che potrebbero portare a danni o rotture del contenitore. Questo può accadere durante la vita del reattore in cui le particelle tenderebbero ad assumere una configurazione più compatta a causa di vibrazioni e cicli di temperatura, e man mano che si scaldano, l'espansione termica sarebbe concentrata in una zona anziché distribuita.

La matrice è di un materiale compatibile sia termicamente che meccanicamente con le particelle, in genere grafite o anche carburo di silicio. La grafite ha un noto effetto moderante, tuttavia questo margine non è sufficiente a preferirla al carburo di silicio, anch'esso sorta di moderatore, ma meno efficace, specialmente perché quest'ultimo garantisce una ritenzione dei prodotti di fissione elevata, soluzione in linea con il Requisito 7. La matrice si può trovare in molte forme, le più comuni sono sferiche, cilindriche o cilindri anulari, anche se in realtà il design è a discrezione del progettista, nei limiti della fattibilità industriale.

Ogni strato è pensato per avere specifiche funzioni, nel seguito vengono elencati più nello specifico.

Kernel

1. Tenere sotto controllo l'ossigeno liberato dall' UO_2 così che eviti di interagire con il buffer e formare CO andando ad aumentare la pressione.
2. Ossidare le terre rare prodotte da fissione per limitarne la migrazione che danneggerebbero il SiC.
3. Produrre potenza.

Buffer

1. Durante gli eventi di fissione i prodotti hanno velocità, questo potrebbe danneggiare la struttura degli strati. Lo strato di buffer si presta a strato sacrificale e protegge i successivi.
2. La porosità del buffer fornisce spazio di espansione per i gas generati da fissione, controllando la pressione generata all'interno della TRISO.
3. La natura porosa del buffer lo rendono anche idoneo ad accomodare il rigonfiamento del kernel.

IPyC

1. Protegge il kernel in fase di fabbricazione dal cloro. Questo è assai importante perchè il cloro, migrando attraverso il buffer, raggiungerebbe il kernel reagendo con esso. I prodotti di questa reazione sono volatili contenenti uranio che si depositerebbero negli strati della particella e in caso di fissione ne danneggerebbero l'integrità e funzionalità.
2. Fa da superficie liscia su cui depositare il SiC.
3. Rallenta trasporto dei prodotti di fissione al SiC. Inoltre, è una buona barriera nei confronti dei gas ed isola efficacemente il SiC dal monossido di carbonio che ad alte temperature aggredisce il SiC.

SiC

1. E' un supporto strutturale nei confronti della pressione dovuta ai gas.

2. E' la principale barriera contro i prodotti di fissione.

OPyC

1. Funge da protezione del SiC durante le operazioni di maneggio industriali.
2. E' la superficie che si interfaccia con la matrice per poter fissare la particella.
3. Durante l'irradiazione l'OPyC si contrae comprimendo il SiC.
4. E' l'ultima barriera della TRISO contro i rilasci gassosi di fissione.

2.3 Moderatore

La scelta del moderatore parte sempre dal presupposto di avere un reattore che non sia a spettro veloce. Questi reattori sono caratterizzati da alti arricchimenti, per poter compensare la minore probabilità di fissione alle alte energie con una maggiore concentrazione di fissile. Però come visto da requisito 1 si ha un arricchimento massimo del 19.75%, quindi risulta impensabile ottenere una configurazione di core critica senza andare a penalizzare in modo inaccettabile il requisito 5 e specialmente quello 6. Detto questo, pare evidente la necessità di un moderatore. Nel seguito verrà analizzato più nello specifico il suo principio di selezione.

2.3.1 Possibili Alternative

Esistono molti tipi di moderatore e si possono trovare applicati in reattori dalle architetture diversissime. Ognuno di essi ha caratteristiche che meglio si prestano al caso di applicazione, che siano termiche, meccaniche o di altra natura. Da un punto di vista nucleare è importante introdurre dei parametri che misurino l'effetto moderante del materiale, come il decremento medio logaritmico energia

$$\xi = 1 - \frac{\alpha}{1 - \alpha} \ln \left(\frac{1}{\alpha} \right),$$

in cui α può essere definita, approssimando la massa atomica come massa del neutrone per numero di massa, $m_n \cdot A$, come $\alpha = \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2$. Questo parametro dà indicazioni di quanto un moderatore sia buono a rallentare neutroni, infatti rappresenta la media del logaritmo del rapporto tra energia prima e dopo l'urto. Quanto più è

alto, tanto più energia perde il neutrone incidente, quindi un beneficio maggiore. Il decremento medio logaritmico, come si nota dall'espressione, non dipende dall'energia iniziale, ciò significa che ad ogni urto si avrà la stessa frazione di perdita. La ξ non può essere l'unico metro con cui misurare la bontà di un moderatore, risulta evidente la necessità introdurre l'effetto delle sezioni d'urto. In questo modo nascono due nuovi termini: la slowing down power e il moderating ratio.

$$\text{Slowing down Power} = \xi \Sigma_s$$

$$\text{Moderating Ratio} = \frac{\xi \Sigma_s}{\Sigma_a}$$

In cui Σ_s e Σ_a sono rispettivamente la sezione d'urto macroscopica di scattering e di assorbimento. Il loro contributo è importante perchè pesa l'effetto di moderazione con la probabilità che avvenga effettivamente l'evento di scattering. Per avere informazioni proprie al rallentamento dei neutroni il parametro principe è la slowing down power, in cui si moltiplica la frazione di energia persa con la probabilità di urto tra neutrone e molecola di moderatore. Però è necessario essere a conoscenza delle proprietà di assorbimento del materiale, poichè se il neutrone viene assorbito poco importa quanto sia stato efficace il moderamento. Quindi si rapporta il moderating ratio è il rapporto tra l'effetto desiderato, il rallentamento, e l'effetto indesiderato, la scomparsa del neutrone.

Ora che è stato definito un metro di giudizio si può fare un paragone valido dei vari moderatori.

Moderatore	Densità [g/cm ³]	Decremento medio logaritmico [-]	Sezione d'urto macroscopica di assorbimento [cm ⁻¹]	Slowing down power [cm ⁻¹]	Moderating ratio [-]
H ₂ O	1	1.5	0.022	1.5	68
Grafite	1.62	0.063	0.00037	0.065	176
Be	1.84	0.16	0.0011	0.16	145
ZrH ₂	5.79	1.54	0.03	1.53	51
YH ₂	4.3	1.2	0.048	1.2	25
LiH	0.78	1.2	0.34	1.2	3.5
TiH ₂	3.78	1.85	0.29	1.85	6.3

Tabella 2.2: Proprietà moderanti materiali, Wang Z., Liu F., Guo Z., Zhang J., Wang L., Yan G., *Advance in and prospect of moderator materials for space nuclear reactors*, International Journal of Energy Research, 2021, 11493-11509, 45(8)

Concentrandoci sulle due ultime colonne, si possono trarre conclusioni sul loro diverso significato. L'aspetto più rilevante per un moderatore è il potere di rallentamento e solo in seconda analisi si terrà in conto il moderating ratio. I migliori effetti moderanti si hanno utilizzando l' H_2O , ZrH_2 o TiH_2 . La grafite e il berillio vantano un moderating ratio ben più alto rispetto agli altri, ma questo non significa che siano migliori moderatori, come si può notare dal bassissimo valore di slowing down power, piuttosto riflette la bassa sezione d'urto di assorbimento. In un'analisi di confronto sarebbe corretto tenere in conto con più rilievo questo tipo di parametro se, utilizzando moderatori similmente efficaci, il bilancio neutronico del reattore risultasse compromesso da alti assorbimenti. Ad esempio osservando la tabella si vede come il ZrH_2 abbia una sezione d'urto di assorbimento di un ordine di grandezza inferiore rispetto al TiH_2 , che brucia completamente il leggero margine di slowing down power.

Per potere di rallentamento il campo di scelta si restringe ai tre moderatori già citati, H_2O , ZrH_2 o TiH_2 . In realtà l' H_2O può essere esclusa per questo tipo di applicazione. Pur essendo un ottimo moderatore, l'acqua non si addice ad applicazioni extraterrestri per diverse ragioni. La più importante è che in ambiente lunare, in cui la pressione è bassissima, l'acqua tenderebbe a bollire molto facilmente. Questo a prescindere dal fatto che venga usata come fluido termovettore o meno. E l'uso di acqua in fase liquido-vapore sulla luna, dove la gravità è circa $1/6$ di quella terrestre, creerebbe non poche complicazioni e difficoltà progettuali. Inoltre, il limite di temperatura a cui si può portare l'acqua senza che bolla è $374\text{ }^\circ\text{C}$, fortemente limitante per questo tipo di applicazioni. Senza tenere conto che il punto critico viene raggiunto a una pressione maggiore di 200 bar, per le quali il sistema andrebbe dotato di spessori eccessivi che inciderebbero fortemente sul peso (requisito 5). Allora pare ragionevole optare per l'utilizzo di moderatori solidi anziché liquidi, prassi consolidata per i reattori di scala ridotta in cui i perni di progettazione sono la compattezza e l'affidabilità. La famiglia di moderatori solidi più comune in queste applicazioni è quella degli idruri metallici.

2.3.2 Idruri Metallici

Gli idruri metallici sono stati studiati a lungo in reattori di ricerca e hanno trovato fortuna in molte applicazioni spaziali. Il loro studio inizia negli anni 50' e negli anni successivi trovano applicazione in missioni spaziali. Già negli anni 60' lo SNAP-10A sfruttava elementi di combustibile all'Uranio-Idruro di Zirconio. Successivamente anche i reattori TOPAZ lo sfrutteranno con grandi successi. Inoltre, una vastissima quantità di dati venne raccolta grazie a reattori TRIGA i quali sono alimentati appunto da UZrH . Le ricerche si sono concentrate principalmente su idruri di maggior utilizzo, quelli di zirconio e di ittrio.

L'interesse nei confronti di questi moderatori si rinnova con la diffusione dei microreattori e degli SNR, le cui ridotte dimensioni e la necessità di essere trasportabili spingono verso l'utilizzo di moderatori solidi. Per questo motivo la ricerca spinge a colmare alcune lacune riguardanti le loro proprietà, in special modo per quanto riguarda condizioni d'irraggiamento.

Gli idruri metallici interessanti per scopi nucleari sono quelli dal gruppo IIIB al gruppo VB, tra cui Zirconio, Ittrio e Titanio con cui l'Idrogeno forma un composto stabile. L'Idrogeno per sua natura ha un'alta mobilità, quindi tende a sfuggire dai propri legami, a maggior ragione alle alte temperature. La sua perdita causa un calo del potere moderante, variando le condizioni operative del reattore. Inoltre, l'Idrogeno può intaccare i vari componenti del reattore e alla lunga danneggiarli. Quindi è indispensabile prevedere questo tipo di scenario, specialmente in condizioni incidentali, e agire di conseguenza scegliendo materiali con migliore ritenzione di Idrogeno per le condizioni operative.

Prendendo come riferimento una pressione di una atmosfera è interessante analizzare la ritenzione dei vari idruri.

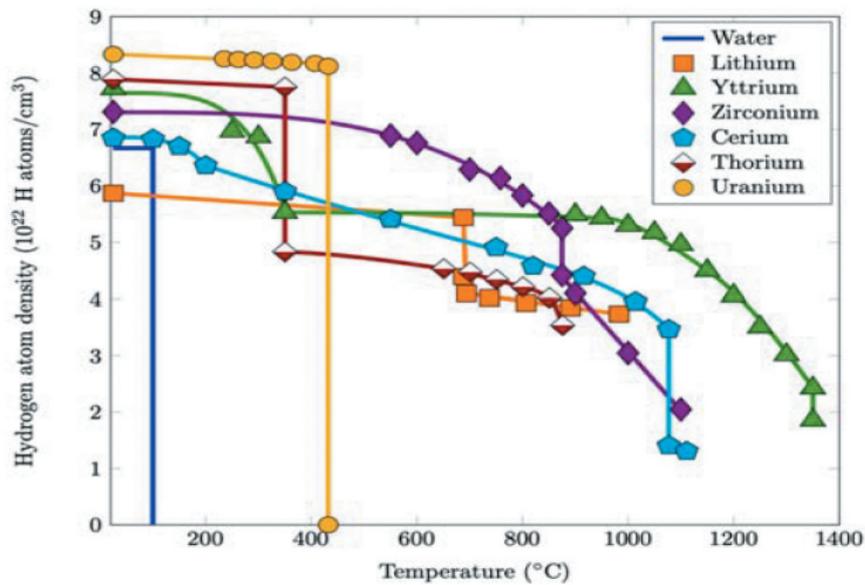


Figura 2.3: Ritenzione vari idruri metallici a 1 atm confrontata con acqua, M. Nedim Cinbiz, Chase N. Taylor, Erik Luther, Holly Trelle, John Jackson, *Considerations for Hydride Moderator Readiness in Microreactors*, Nuclear Technology, 2022.

La figura 2.3 mostra la densità di Idrogeno in funzione della temperatura per vari elementi. E' un ottimo indicatore della capacità di trattenere Idrogeno e del range di temperatura ideale dei vari idruri. Gli idruri del gruppo VB perdono Idrogeno

per temperature minori di 200 °C, quindi non sono adatti per applicazioni ad alta temperatura e non sono rappresentati nel grafico. Si nota come l'Idruro di Zirconio sia preferibile per temperature tra gli 800 e 900 °C, mentre oltre una soluzione potrebbe essere l'Ittrio.

La nostra applicazione, per le relativamente basse densità di potenze, non ci si aspetta superi 800 °C in condizioni di operazione nominale; in caso incidentale le temperature potrebbero aumentare, soprattutto localmente, ma adottando scelte di design atte ad avere ottimi margini di sicurezza, il limite sopracitato potrà essere rispettato. Detto questo il candidato perfetto è il l'Idruro di Zirconio, nello specifico si è scelto in una delle sue forme più note, Zr_5H_8 o $ZrH_{1.6}$.

2.4 Sistema di Conversione

L'elaborato ha come obiettivo la progettazione preliminare del core di un reattore per applicazioni spaziali. Il resto del sistema viene delineato senza pretese di dimensionamento, ma definito nei suoi aspetti principali tenendo conto della fattibilità per il tipo di missione e soprattutto dall'impatto progettuale sul core. Nello specifico, uno degli aspetti principali è l'efficienza con cui opera, quindi la potenza termica che il reattore deve essere in grado di fornire.

Detto questo, l'apparato principale di ogni sistema di potenza è il sistema di conversione e asportazione di calore. Qui infatti avviene la trasformazione della potenza termica in elettrica, passaggio essenziale su cui gli sforzi ingegneristici si sono concentrati dall'alba della produzione elettrica. La potenza termica viene fornita dagli eventi di fissione nel reattore, per poterla convertire in potenza 'utile' si accoppia con un sistema che la trasferisca alla rete elettrica.

Esistono molte soluzioni valide e con lunga esperienza alle spalle, la realtà lunare però necessita di accorgimenti particolari. Chiaramente non si avranno a disposizione le classiche sorgenti fredde come fiumi, laghi o comunque sfruttare cicli termodinamici che si chiudono in atmosfera. Tuttavia negli anni la ricerca ha permesso di superare questo tipo di ostacoli, sviluppando tecnologie resilienti e applicabili nei più disparati scenari o adattando sistemi già esistenti.

I sistemi di conversione si possono classificare in due macrocategorie: sistemi statici e dinamici. I sistemi dinamici, come suggerisce il nome, sfruttano parti in movimento ed estraggono lavoro da un fluido operante che attraversa un ciclo termodinamico. A seconda dell'applicazione si può sfruttare quello più congeniale: Rankine, Brayton o Stirling. Passando ai sistemi statici, qui non si sfruttano le trasformazioni termodinamiche di fluidi, bensì si hanno correnti generate da differenze di temperatura utilizzando appositi materiali. Ne sono esempi la conversione termoelettrica e termo-

ionica. Nel seguito verranno descritte più nello specifico facendo luce su aspetti che le rendono vantaggiose o svantaggiose per il nostro caso.

Il ciclo Rankine viene escluso per la complessità di lavorare con un fluido bifase con forza di gravità minore rispetto a quella terrestre. Per quanto riguarda i sistemi termionici le alte temperature che l'emettitore necessita, sono molto superiori a quelle previste per la nostra applicazione, rendendola una soluzione fuori dalla portata del nostro progetto per i parametri adottati (con opportune modifiche alle condizioni al contorno tale soluzione potrebbe tornare appetibile). Quindi i sistemi analizzati nei paragrafi successivi sono quelli che sfruttano ciclo Brayton, emissione termoelettrica e Stirling.

Brayton

Il ciclo Brayton è uno dei più comuni cicli termodinamici, usato per produzione energetica nei turbogas e per la propulsione. Quasi sempre si trova nella sua forma aperta, cioè il ciclo termodinamico si chiude in atmosfera. L'aria esterna viene aspirata e attraversa il compressore, dopodiché entra nella camera di combustione in cui reagisce con il combustibile, ad esempio metano. I prodotti di combustione ad alta entalpia entrano in turbina dove espandono producendo lavoro meccanico, che verrà convertito da un alternatore in energia elettrica. Infine gli esausti sono rilasciati in atmosfera. Una configurazione del genere è impensabile nello spazio, è necessario optare per un ciclo Brayton chiuso (CBC). In questa nuova architettura la camera di combustione viene sostituita da uno scambiatore e il ciclo, anziché chiudersi in atmosfera, avrà un ulteriore scambiatore per raffreddare il fluido e riportarlo a inizio ciclo. Pur aumentando in complessità e costi, il CBC è più flessibile in termini di sorgente di calore, nel nostro caso un reattore.

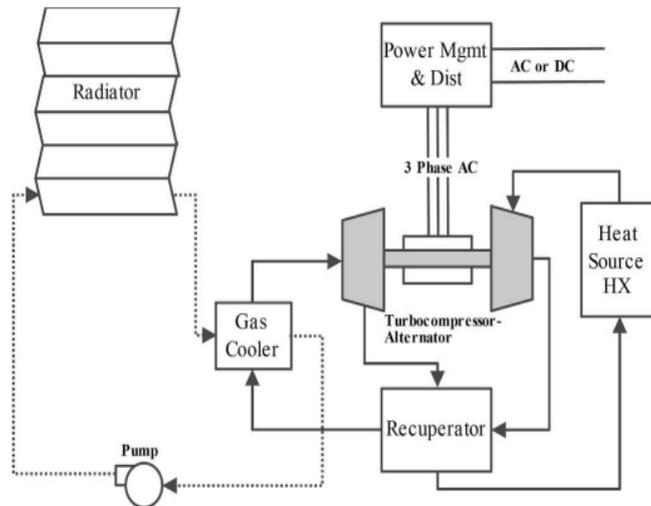


Figura 2.4: Ciclo Brayton chiuso, Mazzetti A, Gianotti Pret M, Pinarello G, Celotti L, Piskacev M, Cowley A, *Heat to electricity conversion systems for moon exploration scenarios: A review of space and ground technologies*, Acta Astronautica, 2019, 162-186, 156.

Il fluido in pressione passa attraverso lo scambiatore affacciato con la sorgente calda e successivamente entra all'interno della turbina. Qui espandendosi, l'entalpia viene convertita in lavoro. Prima di raggiungere lo scambiatore, il fluido attraversa un recuperatore a flussi incrociati in cui preriscalda il flusso proveniente dal compressore. Raggiunto lo scambiatore lato freddo, il fluido è pronto per rientrare all'interno del compressore. Questo scambiatore è affacciato con un sistema di smaltimento di calore costituito da un radiatore che cede calore all'esterno mediante irraggiamento. L'Elio è il gas preferito per le sue proprietà di scambio termico e aerodinamiche. Però in applicazioni spaziali per ridurre l'ingombro del sistema, si predilige una miscela tra Elio e Xenon.

Generatori Termoelettrici

I generatori termoelettrici (TEG) sono sistemi di conversione statici, che sfruttando l'effetto Seebeck: quando due materiali con conduttività diverse vengono in contatto tramite due giunzioni e tra queste viene imposto un gradiente di temperatura, si ha la generazione di una forza elettromotrice.

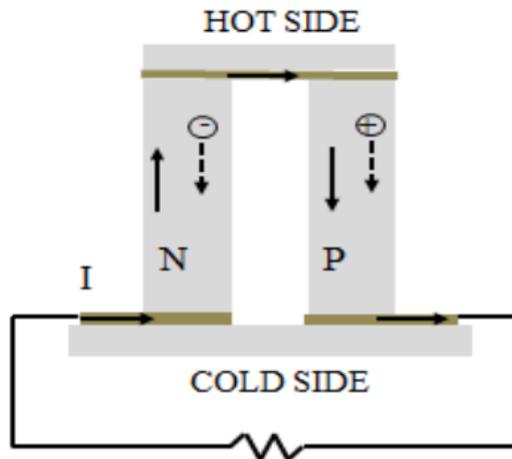


Figura 2.5: TEG, Tian Z, Lee S, Chen G, *A Comprehensive Review of Heat Transfer in Thermoelectric Materials and Devices*, 2014

I materiali preferiti sono semiconduttori drogati diversamente, uno di tipo p, in cui i principali portatori di carica sono le lacune, l'altro di tipo n, in cui invece gli elettroni sono i principali portatori di carica. Questo è importante da specificare, perché per avere una buona conversione è necessario che il materiale abbia un'ottima conduzione elettrica, ma soprattutto una bassa conduttività termica, così da mantenere la differenza di temperatura tra le due giunzioni. Le due giunzioni sono affacciate al serbatoio caldo e freddo, cioè il reattore e il sistema di smaltimento del calore.

Negli anni questo tipo di sistema ha fatto grandi progressi, grazie ad uno sviluppo di nuovi materiali che permettessero di ottenere migliori efficienze di conversione per i vari range di temperatura.

I TEG sono stati, e lo sono tuttora, impiegati in missioni spaziali. In particolare negli RTG, i quali hanno avuto una forte impronta nella storia dell'esplorazione spaziale, grazie al loro impiego in numerosi satelliti e sonde. Tipici materiali per questo tipo applicazione sono PbTe, TAGS (Tellurio Antimonio Germanio e Argento), e SiGe, ognuno di essi più adatto a seconda dell'intervallo di temperatura in cui si opera.

Stirling

I generatori Stirling sono sistemi di conversione dinamici che si basano sull'omonimo ciclo Stirling. Questo consiste di quattro processi: compressione isoterma, scambio di calore rigenerativo a volume costante, un'espansione isoterma e un'ultimo scambio

di calore rigenerativo. Lo scambio rigenerativo consiste nel passaggio di calore tra fluido e il rigeneratore. Lo scambio di calore è reso possibile grazie alle sorgenti calda e fredda, rispettivamente il core e il sistema di smaltimento del calore.

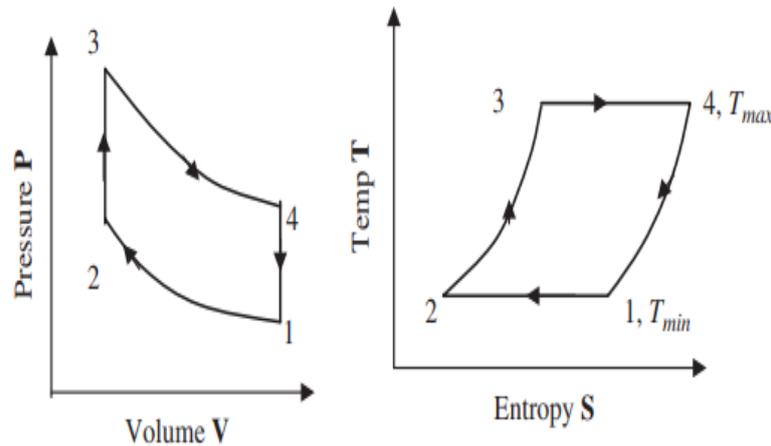


Figura 2.6: Ciclo Stirling, Mazzetti A, Gianotti Pret M, Pinarello G, Celotti L, Piskacev M, Cowley A, *Heat to electricity conversion systems for moon exploration scenarios: A review of space and ground technologies*, Acta Astronautica, 2019, 162-186, 156.

Questo ciclo ideale venne poi messo in pratica e valutato in tre differenti configurazioni di Stirling engine: alfa, beta e gamma. Questa categoria è definita come dinamica in quanto necessita dell'azione di uno, o due, pistoni in movimento. Esiste anche un'altra categoria, motori Stirling cinematici, caratterizzati da assenza di pistone.

Dagli anni 80' questa tecnologia venne riproposta e sviluppata dalla NASA che ben presto iniziò a sfruttarla per le proprie missioni rivelandosi un'ottima soluzione per l'efficienza e dimensioni ridotte.

2.4.1 Analisi di Paragone

Definiti i possibili sistemi di conversione, il più efficace metodo di paragone consiste nel farlo attraverso specifici parametri.

Potenza - per quanto riguarda la potenza è importante sottolineare come l'uso del Brayton sia soprattutto vantaggioso per grandi scale di potenza, mentre invece la conversione termoelettrica sia spesso usata in applicazioni di bassa potenza, quasi sempre sotto al kW, per una questione di efficienza, anche se non ne

preclude l'utilizzo per alti valori. Lo Stirling permette di spaziare maggiormente, anche grazie ad un loro uso combinato all'occorrenza.

Efficienza - l'efficienza è un altro parametro da tenere in conto. I sistemi dinamici offrono valori di efficienza ben più alti rispetto a quelli statici come il termoelettrico, i quali difficilmente superano la soglia del 10%.

Potenza specifica - come già detto più volte, in questo tipo di applicazioni, il peso è un fattore cruciale. Trovare il sistema che possa garantire le migliori prestazioni con minor peso è fondamentale. Questo parametro è chiaramente influenzato dalla scala del sistema, cosicché il Brayton è quello che ha una potenza specifica maggiore ad alte potenze, lo Stirling per potenze sotto il 200 We è il preferito, ma anche a valori più elevati è una buona soluzione. Il termoelettrico, pur avendo piccole dimensioni, viene largamente penalizzato dalla bassa potenza in grado di produrre.

Temperatura lato caldo - è un importante parametro per il dimensionamento del sistema e la scelta dei materiali. Nel nostro sistema le temperature del core non ci si aspetta che superino di gran lunga i 1000 K, di conseguenza è necessario un processo di conversione efficiente in questo range di temperatura.

Complessità del sistema - questa è direttamente legata al tipo di sistema di conversione: i sistemi dinamici risultano evidentemente più complessi di quelli statici, per la presenza di parti in movimento, e quindi intrinsecamente meno affidabili. In aggiunta, se si considera un ciclo Brayton in cui è necessario un sistema di circolazione con pompe, il rischio di fallimento diventa significativo.

Fatte queste considerazioni, ognuno dei vari sistemi ha i propri vantaggi e svantaggi. A seconda dell'aspetto che si vuole prediligere, la soluzione può differire. La scelta del sistema di conversione esula dai propositi della tesi, questa verrà definita sulla base di analisi più di dettaglio, ma fuori contesto. Nel nostro lavoro l'obiettivo è quello di garantire la produzione di almeno 40 kW elettrici in output (req. 2). Per soddisfarlo abbiamo preso una potenza termica di 500 kW, un valore che garantisce al sistema di conversione un'efficienza conservativa minima dell'8%. Questa risulta compatibile con ognuna delle opzioni di sistema sopra elencate, così che la decisione finale si possa basare sugli altri aspetti della progettazione. In fase successive della progettazione, una volta meglio definito il sistema di conversione, si potranno utilizzare le più corrette condizioni al contorno per ottimizzare la configurazione in termini di peso e volume. Inoltre, è importante sottolineare che tutti i sistemi, se arrangiati nella corretta configurazione, possono garantire un'ottima modularità in output (req. 4), in che modo e se nel rispetto degli obiettivi imposti, spetta ad analisi più a valle.

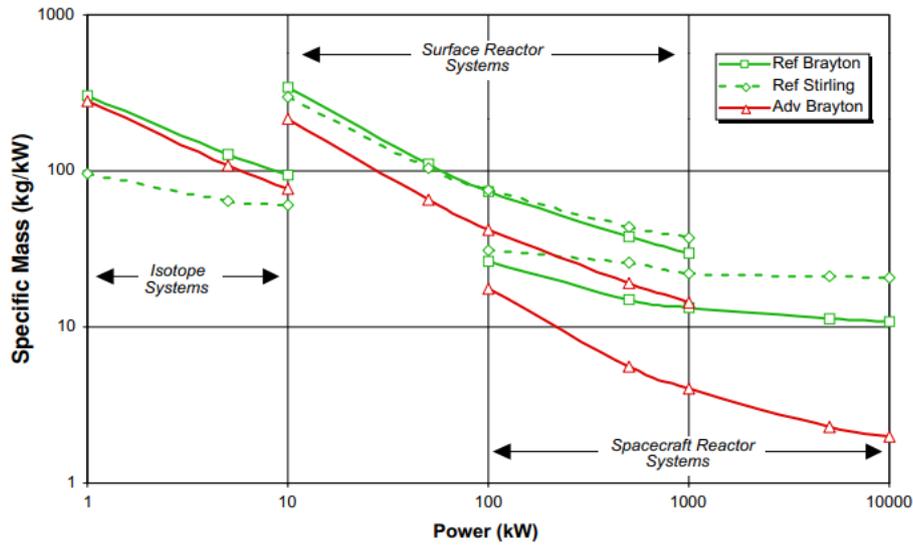


Figura 2.7: Confronto Massa Specifica [kg/kW] tra Brayton e Stirling, Mason L, *A comparison of Brayton and Stirling space nuclear power systems for power levels from 1 kilowatt to 10 megawatts, 2003*

	Ciclo Brayton	Emissione termoelettrica	Stirling
<i>Potenza</i>	Alti output	Bassi output	Medi output
<i>Efficienza</i>	Alta	Bassa	Medio-alta
<i>Potenza specifica</i>	Molto alta (ad alte potenze)	Bassa	Media
<i>Temperatura lato caldo</i>	Media	Alta	Media
<i>Complessità</i>	Molto alta	Molto bassa	Media

Tabella 2.3: Riepilogo confronto sistemi di conversione

2.5 Sistema Asportazione e Smaltimento del Calore

Sistema di Asportazione del Calore

Il sistema di conversione processa il calore che viene prodotto dal nocciolo. Però visto che l'efficienza di conversione non è mai unitaria, parte di questo calore finirebbe per incrementare le temperature del core, con il rischio di fonderlo. Perciò, a prescindere

del tipo di conversione, si utilizzano sistemi di asportazione che lo trasportano in zone in cui risulta più semplice smaltirlo. A seconda dell'architettura e del fluido usato ci si può perdere in lunghi cataloghi. Nel nostro caso, il reattore e il sistema di conversione saranno connessi tramite l'utilizzo di heatpipes, un'ottima soluzione per trasferire potenza senza l'utilizzo di impianti di distribuzione a pompe. Le heatpipe (figura 2.8) sono sistemi bifase in cui avviene il trasferimento di calore da evaporatore a condensatore sfruttando la forza di capillarità di un mezzo poroso, la wick. Sono sistemi praticamente isotermi che sfruttano il calore latente, un vantaggio in termini di potenza in confronto ai sistemi a calore sensibile dimensionalmente paragonabili. Tre sezioni sono identificabili: l'evaporatore, una sezione adiabatica e il condensatore.

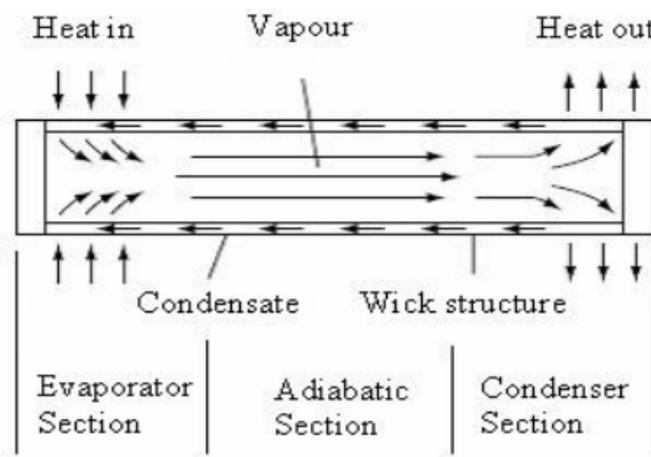


Figura 2.8: Heat pipe, Nemec P, Huzvar J, *Mathematical calculation of total heat power of the sodium heat pipe*

Sono soluzioni che hanno trovato grande fortuna in molti ambiti, anche in quello spaziale, grazie ai chiari vantaggi che le contraddistinguono: ampio range di temperatura in cui possono operare, alte efficienze (req. 2), assenza di pompe (req. 7), peso (req. 5) e dimensioni (req. 6) ridotte.

Sistema Smaltimento Calore

Il calore prodotto dal reattore dopo essere convertito in energia elettrica deve essere smaltito in modo corretto per permettere al reattore di continuare a operare correttamente senza surriscaldarsi. Sulla Terra questo viene fatto in più modi, utilizzando strumenti che sfruttano conduzione, convezione oppure irraggiamento. Nello spazio la più pratica è certamente l'irraggiamento. A questo scopo vengono usati pannelli radianti. Sono sistemi attraversati da un fluido (o puramente solidi) caratterizzati da

una elevata superficie in modo da smaltire il calore al meglio verso lo spazio tramite irraggiamento, sfruttando il salto di temperatura con l'esterno. Le dimensioni dei radiatori influenzano alcune scelte progettuali, quindi si è individuato che per avere un radiatore la cui superficie sia accettabile per le potenze in gioco, i pannelli radianti devono operare a temperature nell'intorno di 1000 K. Questi sono quindi la condizione al contorno (approssimata) usata per la parte condensante delle heatpipes.

2.6 Riassunto Scelte

Nelle righe successive viene presentato un riassunto delle scelte di alto livello prese per la progettazione preliminare del core. Si ricorda che ciò che ha guidato questa selezione è il rispetto dei requisiti imposti al reattore, visibili nella sezione 2.1.

- **Combustibile** - TRISO di UO_2 arricchito in uranio-235 al 19.75 % in massa.
- **Moderatore** - Idruro di Zirconio nella forma Zr_5H_8 .
- **Sistema di Conversione** - Si è ipotizzato un sistema con efficienza almeno dell'8%, quindi un valore di potenza termica conservativa di 500 kW.
- **Sistema di Asportazione** - Heatpipes inserite all'interno core.
- **Sistema smaltimento calore** - Pannelli radianti alla temperatura nell'intorno di 1000 K.

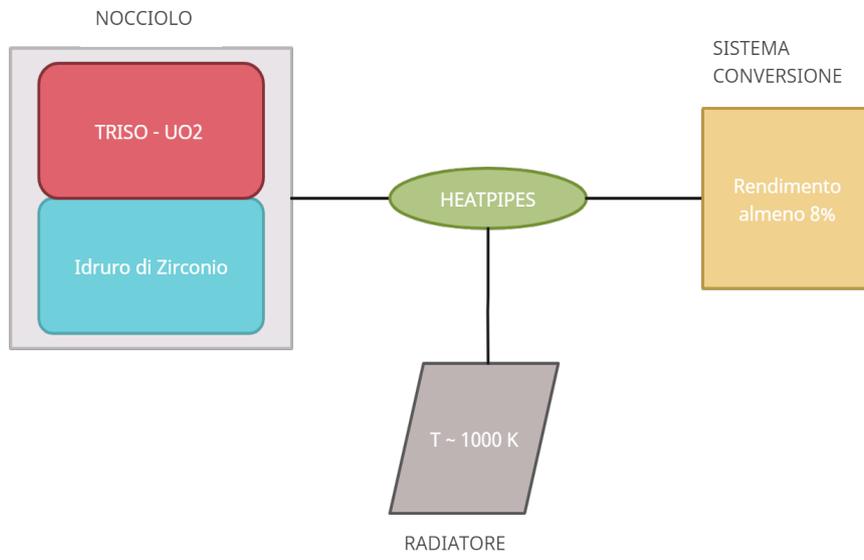


Figura 2.9: Schema concettuale reattore

Capitolo 3

Metodi e analisi esplorative

Questo capitolo viene diviso in due macro sezioni: la parte di metodi e quella di analisi esplorative. Nella prima verrà mostrato il principio di funzionamento di MCNP, strumento primario nelle indagini dell'elaborato, e l'impostazione dei modelli di analisi termica e meccanica. Nella seconda sezione sono presentate le principali analisi preliminari effettuate, i cui risultati hanno posto le basi su cui eseguire le scelte future di progettazione.

3.1 Metodi

3.1.1 MCNP

MCNP (Monte Carlo N-Particle) è un codice per la modellizzazione del trasporto di particelle cariche (elettroni, protoni,..) e neutre (neutroni e fotoni) mediante il metodo Monte Carlo (MC). Consente di modellizzare sia la dipendenza continua dall'energia delle sezioni d'urto, sia secondo uno schema a gruppi di energia. Da questo punto di vista, può ricevere in input sia librerie di dati nucleari, sia utilizzare modelli di interazione. E' in grado di gestire geometrie complesse e, a partire dalla release 6, anche strutture a mesh non strutturate. Consente di valutare l'evoluzione temporale dei sistemi in termini di composizione (ad esempio fenomeni di "bruciamento" nel combustibile nucleare o comparsa di nuovi isotopi per attivazione).

Storia e Applicazione

Il codice MCNP nasce nel 1977 con l'intento di combinare altri codici Monte Carlo ad uso specifico per la realizzazione del primo codice Monte Carlo generalizzato per trasporto di particelle. Negli anni molte funzioni sono state aggiunte e migliorate, ora il codice è alla versione 6.2, incrementandone le possibilità di utilizzo e accuratezza, imponendosi come codice di riferimento in ambito nucleare, ma anche nelle applicazioni più generali, come ad esempio in campo medicale per la messa a punto dei piani di trattamento. L'affidabilità del codice, dimostrata ampiamente dall'elevato numero di verifiche e validazioni disponibili, fornisce un'alta fiducia agli utenti, ravvivata da un costante aggiornamento del software e dei dati nucleari disponibili.

Il metodo Monte Carlo su cui si basa MCNP rappresenta un approccio probabilistico allo studio dei problemi di trasporto delle particelle, è nato grazie a Fermi, Metropolis, Von Neumann e Ulam al tempo del progetto Manhattan, inizialmente per la validazione delle condizioni di criticità delle strutture moltiplicanti. Venne teorizzato e applicato efficacemente con l'ausilio dei primi calcolatori (come MANIAC, Mathematical Analyzer Numerical Integrator and Automatic Computer Model I, ed ENIAC, Electronic Numerical Integrator and Computer). L'implementazione su computer fu di essenziale importanza: infatti il metodo si basa sull'effettuazione molti

sampling statistici da funzioni di distribuzione di probabilità per predire il risultato, un lavoro assai tedioso (ed impossibile) se fatto manualmente. Da questa scelte casuali il nome Monte Carlo, in riferimento alla passione per il gioco d'azzardo dello zio di Ulam.

Codici Monte Carlo vs Deterministici

Il metodo Monte Carlo viene usato per risolvere problemi di trasporto simulando la storia delle particelle del sistema. Questo è ciò che lo differenzia dai codici che sfruttano metodi deterministiche per la risoluzione dell'equazione del trasporto. In questi ultimi infatti avviene una risoluzione numerica (con approssimazioni di vario genere) dell'equazione del trasporto, con tutto ciò che ne comporta: la non facile definizione dei vari kernel di collisione e trasporto, la complessità delle operazioni matematiche, ripagato dall'ottenimento di informazioni globali sulla soluzione. Tutto questo si traduce in codici che si prestano ad essere applicati in situazioni la cui complessità, specialmente energetica e geometrica, non è ancora paragonabile a quella introducibile nei codici Monte Carlo. D'altro canto, l'utilizzo della probabilità fornisce ai Monte Carlo una grande flessibilità in termini di definizione del problema, grazie all'utilizzo di input stocastici nella simulazione delle varie storie, con lo svantaggio però di avere soluzioni meno complete (si ha SOLO ciò che in input si chiede di valutare in termini di parametri integrali locali o globali che siano).

Principio di funzionamento

MCNP nasce ed è soprattutto usato nella modellizzazione di sistemi nucleari a fissione, per i quali conta soprattutto la distribuzione dei neutroni nello spazio delle fasi e nei diversi materiali. La legge che descrive il processo di trasporto dei neutroni all'interno di un materiale viene data dall'equazione integro-differenziale di Boltzmann. Nello specifico trattiamo il caso stazionario:

$$\begin{aligned} \boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla \phi(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) + \Sigma(\mathbf{x}, E) \phi(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) &= \int_0^\infty \int_{4\pi} \Sigma_s(E' \rightarrow E, \boldsymbol{\Omega}' \rightarrow \boldsymbol{\Omega}) \phi(\mathbf{x}, E', \boldsymbol{\Omega}') dE' d_2 \boldsymbol{\Omega}' \\ &+ S(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) \end{aligned} \quad (3.1)$$

in cui $\boldsymbol{\Omega}$ è il versore direzione; \mathbf{x} è il vettore posizione; E [eV] è l'energia del neutrone; ϕ è il flusso neutronico [$1/\text{cm}^2\text{s}$]; Σ è la sezione d'urto macroscopica totale [$1/\text{cm}$]; Σ_s è il kernel di trasferimento di scattering; S è la sorgente neutronica [$1/\text{cm}^3\text{s}$].

Il codice Monte Carlo non ha come obiettivo la soluzione numerica di quest'equazione (eq. 3.1), ma piuttosto la sua versione integrale come bilancio di tassi di reazione, cioè di eventi di interazione fra neutroni e mezzo:

$$\begin{aligned} \Sigma(\mathbf{x}, E)\phi(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) = \Psi(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) = & \int K(\mathbf{x}' \rightarrow \mathbf{x}, E' \rightarrow E, \boldsymbol{\Omega}' \rightarrow \boldsymbol{\Omega})\Psi(\mathbf{x}', E', \boldsymbol{\Omega}')d\mathbf{x}'dE'd_2\boldsymbol{\Omega}' \\ & + S(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) \end{aligned} \quad (3.2)$$

In cui Ψ [$1/\text{cm}^3\text{s}$] è il numero di eventi di interazione, di qualunque tipo, nell'unità di volume e di tempo, per bin energetico e bin angolare (tasso di reazione); K è il kernel di interazione dei neutroni con il mezzo.

Il metodo MC infatti segue gli eventi di interazione con il mezzo di un gran numero di particelle (in questo caso i neutroni), quindi appunto approssima i tassi di reazione, dall'immissione nel sistema fino all'assorbimento o alla fuga dal contorno. Tra questi due estremi, a seconda delle leggi fisiche e le probabilità associate ai diversi tipi di eventi, definiti dalle sezioni d'urto macroscopiche fornite dai dati nucleari (che appunto forniscono la probabilità di evento per unità di percorso), il metodo, 'sceglie' una specifica interazione. In particolare lo fa attraverso il campionamento rispetto alla distribuzione uniforme tra 0 e 1, da cui definisce il valore della cumulata associata alla distribuzione di probabilità. Questo procedimento avviene per ogni particella di cui viene tenuta traccia. Per comprendere questo meccanismo è utile mostrarlo applicato al libero cammino medio della particella. La probabilità che una particella subisca interazione tra l e $l + dl$ è:

$$p(l)dl = \exp(-\Sigma_t l)\Sigma_t dl$$

Dove Σ_t è la sezione d'urto macroscopica totale. Introducendo la variabile stocastica ξ definita tra 0 e 1, che viene scelta dal generatore di numeri casuali (o meglio: pseudo-casuali) disponibile in ogni computer, si può ridefinire il libero cammino medio l come:

$$l = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln(\xi)$$

In questo modo si definisce il punto in cui la particella interagisce. Questo tipo di processo viene ripetuto più volte per i vari aspetti che caratterizzano l'evento. Una volta che la particella ha interagito, si esegue un'altra estrazione con il generatore per definire con quale isotopo del materiale target è avvenuta l'interazione, questo è vero se il materiale è definito da più elementi/isotopi. Lo stesso avviene per il

tipo di collisione. Aspetti essenziali alla costruzione della storia della particella sono l'angolo e l'energia dopo l'evento di collisione, che completano quindi le sei variabili che rappresentano la storia della particella nello spazio delle fasi (tre per la posizione, due per la direzione di volo, uno per l'energia o il modulo della velocità). Per la coppia energia - direzione d'uscita dunque vengono eseguiti sempre dei sampling basandosi sulla legge di probabilità prescritta dalle librerie di dati nucleari. In ultimo, viene fatto un ulteriore sampling se l'evento prevede la possibile emissione di particelle.

Nel corso della storia di ogni particella, ci si aspetta che altre vengano prodotte durante le varie interazioni. MCNP affronta queste situazioni immagazzinandole e ripescandole, una volta terminata la vita della particella 'madre', dall'ultima in ordine cronologico, un approccio last-in-first-out. Così viene definita una storia. Allo stesso modo, il codice segue svariate storie, in numero definite dall'utente. L'insieme di queste storie definisce un ciclo di simulazione.

Una soluzione ovunque positiva al problema è possibile solo se il sistema è esattamente critico, cioè se è in grado di intrattenere una popolazione stazionaria di neutroni. Perciò l'equazione integrale 3.2 di cui sopra si trasforma in un problema agli autovalori, in cui quindi l'autovalore va a modificare il valore del kernel di trasferimento nell'equazione di bilancio integrale. Questo avviene considerando un mezzo moltiplicante, cioè in cui occorre fissione, per cui il termine di sorgente può essere scritto come segue:

$$S(\mathbf{x}, E, \boldsymbol{\Omega}) = \frac{1}{k} \int F(\mathbf{x}' \rightarrow \mathbf{x}, E' \rightarrow E, \boldsymbol{\Omega}' \rightarrow \boldsymbol{\Omega}) \Psi(\mathbf{x}', E', \boldsymbol{\Omega}') d\mathbf{x}' dE' d\boldsymbol{\Omega}'$$

In cui k è il coefficiente di reattività che assume il significato di autovalore; F è invece il kernel di fissione.

Alla fine viene fornito un valore di k che misura la "distanza" dalla criticità del sistema, quindi pari a 1 se la configurazione in termini geometria e materiali (composizione isotopica) è esattamente quella di un sistema "critico", <1 per un sistema sottocritico (cioè destinato a "spegnersi"), >1 per un sistema sopra-critico, quindi destinato a crescere in modo divergente la popolazione di neutroni. Specifici tallies (quantità di interesse che si vogliono calcolare) del comportamento medio delle particelle sono anche definibili. Chiaramente i valori forniti sono risultati statistici e per questo affiancati da deviazione standard, la quale dà un'indicazione sull'affidabilità dei risultati della simulazione.

Il problema agli autovalori impostato, parte ovviamente da una stima dell'autovalore (ad esempio l'unità) e poi il risultato si raffina fino a una specie di convergenza attraverso un numero elevato di cicli. All'utente è quindi chiesto di inserire il numero di cicli totali che si vuole simulare, ma anche di quelli da scartare inizialmente. Infatti, MCNP nel primo ciclo carica una distribuzione specifica nello spazio delle fasi

per i primi neutroni, e quindi con il progredire dei cicli vengono memorizzati i vari siti di fissione che verranno usati come nuovi punti di generazione. Questo processo, in base a quanti neutroni si simulano e al tipo di geometria, è caratterizzato da un certo numero di cicli di "assestamento" durante i quali il modello dememorizza il bias introdotto dalla distribuzione iniziale, e quindi inizia una fase (cicli "attivi") di convergenza. Solo i cicli attivi faranno parte della stima dei vari tallies e del k del sistema. Uno dei indicatori chiave per valutare questa convergenza è la Shannon Entropy, la quale risulta un importante parametro con cui fare check sulla bontà della simulazione. Un esempio di simulazione con convergenza della Shannon entropy è mostrata in figura 3.1.

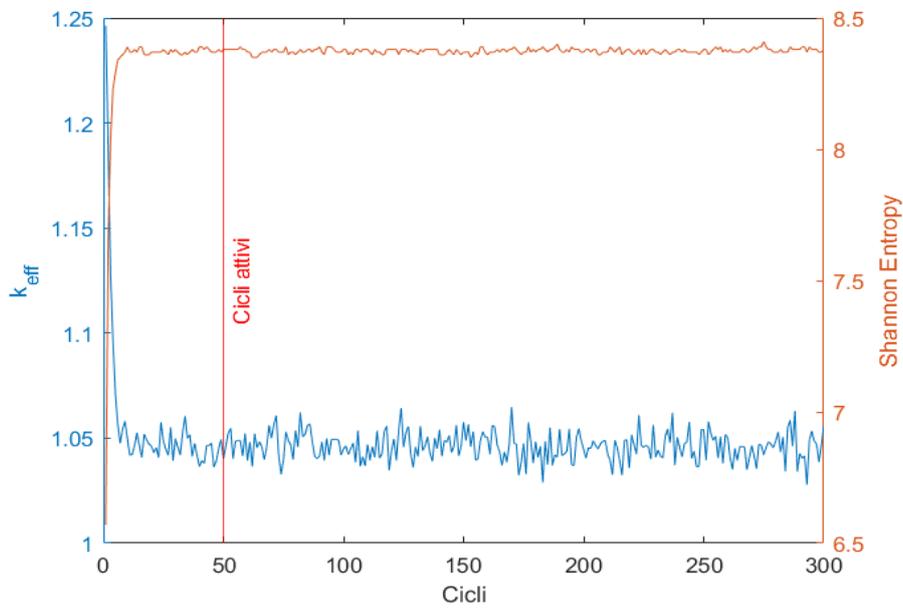


Figura 3.1: Convergenza Shannon Entropy e k_{eff}

Isolata la parte attiva della simulazione, per il comportamento medio del sistema su tutti i cicli, MCNP si affida al teorema del limite centrale: la somma o la media di un numero sufficientemente elevato di variabili aleatorie indipendenti e con stessa distribuzione statistica è caratterizzata da una distribuzione normale.

MCNP entra a far parte del lavoro di tesi come un prezioso strumento di analisi della criticità del reattore e valutazione dei vari aspetti che lo caratterizzano, come flusso e potenza. Gran parte dei calcoli eseguiti si basano su risultati forniti dal codice stesso. Le stesse analisi esplorative eseguite sono state guidate dalle simulazioni su

MCNP, che, combinato ad una costante supervisione sul progetto nella sua interezza, ha indirizzato verso le scelte ottime.

Prima di concludere la sezione riguardante MCNP è utile mostrare in che modo il codice affronta i calcoli di bruciamento. Questo tipo di calcolo è di grande importanza per visualizzare il comportamento neutronico del reattore nell'arco della propria vita. In sostanza con il progredire dell'operatività del reattore, le continue reazioni di fissione consumano materiale fissile e in generale le reazioni che avvengono inducono cambiamenti nella composizione del nocciolo. L'equazioni di Bateman forniscono appunto questo tipo di informazione.

Questo modello consente, tramite l'individuazione delle catene di decadimento e trasmutazione, di calcolare la densità atomica della specie di interesse, ma anche quelle delle specie più a valle, al variare del tempo. Nel seguito viene scritta l'espressione di bilancio più generica possibile per un elemento i-esimo.

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \text{produzioni} - \text{perdite}$$

Gli eventi di produzione e perdita per l'elemento i-esimo possono essere eventi di decadimento o di trasmutazione. Nello specifico in quest'ultimi, se l'elemento è idoneo, si può esplicitare il termine di fissione.

$$\text{rateo decad.} \left[\frac{1}{\text{cm}^3 \text{s}} \right] = N_j(t) \lambda_j$$

$$\text{rateo trasm.} \left[\frac{1}{\text{cm}^3 \text{s}} \right] = N_j(t) \sigma_{j \rightarrow i} \phi(t)$$

Per un evento di fissione si può scrivere:

$$\text{rateo fiss} \left[\frac{1}{\text{cm}^3 \text{s}} \right] = N_j(t) \sigma_j^f Y_{j \rightarrow i} \phi(t)$$

In cui N_j [$1/\text{cm}^3$] è la densità atomica dell'elemento j-esimo ; λ_j [$1/\text{s}$] è la costante di decadimento dell'elemento j-esimo; $\sigma_{j \rightarrow i}$ [cm^2] è la sezione d'urto microscopica di un evento di trasmutazione che porta dall'elemento j a quello i; ϕ [$1/\text{cm}^2 \text{s}$] è il flusso neutronico; infine $Y_{j \rightarrow i}$ è la probabilità che, avvenuto un evento di fissione dell'elemento j, si ha produzione dell'elemento i.

Quindi, per il generico elemento i-esimo si può scrivere:

$$\begin{aligned} \frac{dN_i(t)}{dt} = & \sum_j N_j(t) \sigma_{j \rightarrow i} \phi(t) + \sum_{j \in \text{fis}} N_j(t) \sigma_j^f Y_{j \rightarrow i} \phi(t) + \sum_j N_j(t) \lambda_j + \\ & - N_i(t) \sigma_i \phi(t) - N_i(t) \sigma_i^f \phi(t) - N_i(t) \lambda_i \end{aligned} \quad (3.3)$$

A seconda dell'elemento da investigare i termini dell'equazione 3.3 cambiano o addirittura spariscono. MCNP sfrutta proprio questo tipo di modello per valutare l'evoluzione delle densità degli elementi nei calcoli di bruciamento del combustibile, o burnup.

3.1.2 Analisi Termica

Come in ogni sistema in cui ci sono eventi di produzione di energia e quindi di asportazione, è necessario eseguire un'analisi termica che dia un'indicazione delle temperature che si raggiungono. Questo serve per effettuare le scelte giuste in fatto di materiali e per dimensionare correttamente il reattore. La temperatura massima ammissibile dipende sempre dal materiale o dal sistema termicamente più suscettibile. Nel nostro caso il collo di bottiglia può essere individuato dal moderatore, Idruro di Zirconio, che come mostrato in figura 2.3 mostra bassa ritenzione di Idrogeno per temperature nell'intorno di 900 °C.

L'analisi termica viene effettuata nel punto che si ritiene più stressato, che si può individuare facendo considerazioni sulla potenza prodotta e la conduttività del materiale. Qui, sfruttando modelli matematici e introducendo legittime approssimazioni, si può individuare la temperatura massima del sistema. In un'analisi termica affidabile è sempre necessario valutare anche i limiti in temperatura che si possono raggiungere in situazioni di incidente introducendo i giusti coefficienti di sicurezza e simulando scenari di fallimento dei vari componenti.

Nell'elaborato, l'analisi termica sul reattore è stata definita su due livelli: scala macroscopica e microscopica. La prima consiste nella valutazione del punto più caldo considerando il combustibile nella forma di una pasta omogenea, in cui non si fa distinzione tra TRISO e matrice, ma sono modellizzate come un unico composto. Successivamente si passa al modello di più dettaglio, ipotizzando di trattare una particella di combustibile tipo TRISO, la più critica, quindi quella a cui si impone la temperatura trovata al precedente step macroscopico come condizione al contorno.

Conducibilità Termiche

Per prima cosa bisogna individuare le conducibilità termiche dei materiali di cui è composto il reattore. Con reattore si intende qui il nocciolo ad esclusione del sistema di asportazione del calore, il quale viene imposto come condizione al contorno di temperatura (e non indagato nel dettaglio nel presente lavoro). Dunque, i materiali di interesse sono quelli che costituiscono TRISO, matrice e moderatore. Nello specifico, UO_2 , Carbonio del buffer, Carbonio del PyC, SiC e Zr_5H_8 .

Le conducibilità termiche sono definite come funzioni della temperatura, per alcuni dei materiali ha senso esprimere questa correlazione, mentre per altri la variazione con la temperatura è trascurabile, quindi viene fornito un valore medio.

Kernel

$$k_k(T) = \begin{cases} 0.0132 \exp(0.00188 \cdot T) + \frac{4040}{464+T}, & T < 1650 \text{ } ^\circ\text{C} \\ 0.0132 \exp(0.00188 \cdot T) + 1.9, & T \geq 1650 \text{ } ^\circ\text{C} \end{cases}$$

[33]

Buffer

$$k_b = 0.5$$

[33]

iPyC

$$k_{ip} = 4$$

[33]

SiC

$$k_{SiC}(T) = \frac{17885}{T + 273} + 2$$

[33]

oPyC

$$k_{op} = 4$$

[33]

Zr₅H₈

$$k_{ZrH} = 20$$

[26]

La conducibilità termica è definita in [W/m K], mentre la temperatura è in [°C].

Quando si lavora con la configurazione macroscopica bisogna definire una conducibilità equivalente della pasta matrice-particella. Esistono molti modelli, uno dei più completi è quello Chiew-Glandt nel quale viene fornita una correlazione tra la conduttività della matrice, della particella e la packing fraction (pf), $K = K[K_{matrice}, K_{particella}, pf]$.

Come primo passo bisogna definire una conducibilità media della particella di TRISO. Un modo efficace per calcolarla consiste nel valutarla come una media delle conducibilità dei vari strati pesata sul loro spessore

$$K_p = \sum_i \frac{\Delta r_i}{r_{triso}}$$

Calcolata la K_p , il modello di Chiew-Glandt si propone come mostrato nelle equazione 3.4, 3.5 e 3.6:

$$\mathcal{K} = \frac{K_p}{K_m}, \quad (3.4)$$

$$\beta = \frac{\mathcal{K} - 1}{\mathcal{K} + 2}, \quad (3.5)$$

$$K = \frac{1 + 2\beta \cdot pf + (2\beta^3 - 0.1\beta) \cdot pf^2 + pf^3 \cdot 0.05 \exp(4.5\beta)}{1 - \beta \cdot pf} K_m \quad (3.6)$$

In cui pf , come già anticipato, è la packing fraction, definita come la frazione volumetrica delle TRISO all'interno del volume occupato del fuel compact. In questo modo si è definita la conduttività termica che può essere usata nel modello macroscopico. Per il modello microscopico invece le conducibilità sono quelle singole.

Modello Termico

Il modello ora può essere costruito grazie al ricorso di equazioni per la descrizione del campo di temperatura e resistenze termiche, chiaramente utilizzando un'approssimazione unidimensionale. L'impostazione del problema parte definendo le leggi dell'andamento della temperatura nella scala macroscopica per poi passare a quella microscopica. Il problema può essere affrontato mediante l'utilizzo di resistenze termiche o risolvendo l'equazione differenziale $-\nabla \cdot q'' + q''' = 0$ con le opportune condizioni al contorno. Nel capitolo successivo verrà applicato un procedimento che combina questi due percorsi. Questo dipende soprattutto dalla definizione geometrica del sistema, in quanto per geometrie complesse è preferibile l'utilizzo di resistenze piuttosto che la risoluzione di un'equazione differenziale. Le resistenze termiche nascono da una analogia elettrica e vengono definite come:

$$\Delta T = R_{th} \cdot Q$$

In cui Q è la potenza termica [W] oppure anche la potenza superficiale [W/m²], a seconda di come si definisce la resistenza termica; la resistenza termica quindi potrà essere scritta come [K/W] o [m² K/W]. E' evidente l'analogia con la legge Ohm, in

cui il calore gioca il ruolo della corrente, e il salto di temperatura invece è la differenza di potenziale. E' un metodo molto comodo e facile da implementare, soprattutto con le corrette approssimazioni geometriche.

L'altro approccio, utilizzato anche per l'analisi microscopica, consiste nella risoluzione della seguente equazione differenziale:

$$\nabla \cdot k(T)\nabla T = -q'''$$

Le condizioni al contorno sono specifiche del problema. In genere consistono nell'imposizione di una temperatura sulla superficie esterna e una condizione di riflessione sull'asse centrale del volume. Questo è vero per le zone in cui si prevede la produzione di potenza, come il kernel della TRISO o un fuel compact cilindrico. Per gli strati di TRISO escluso il kernel, in cui non si ha potenza prodotta, l'equazione perde il termine q''' e viene risolta imponendo due condizioni di Dirichlet agli estremi.

Per gli strati in cui la conducibilità è costante, il problema si semplifica portando k fuori dall'operazione di divergenza:

$$\nabla \cdot k(T)\nabla T = -q''' \rightarrow k\nabla^2 T = -q'''$$

Per risolvere il problema con conducibilità dipendente dalla temperatura non si può procedere come negli altri casi, ma si deve imporre un procedimento iterativo in cui viene ipotizzata la temperatura all'altro estremo fino a raggiungere convergenza.

Per trovare la temperatura del punto più critico si opera a ritroso. Partendo dalle condizioni al contorno imposte dalle heatpipes, si procede risalendo fino al punto più caldo della configurazione macroscopica. Raggiunto questo punto, si ipotizza qui la presenza di una TRISO, quindi si applica lo stesso procedimento a ritroso fino al kernel. Da notare che la condizione al contorno è la temperatura dei calcoli macroscopici.

Nel modello macroscopico si ipotizza che la potenza sia distribuita uniformemente nel materiale, fornendo comunque una distribuzione di temperatura verosimile. Con la sovrapposizione del modello microscopico si aggiunge la potenza prodotta puntualmente nei kernel delle TRISO, completando l'informazione sull'andamento della temperatura. Nella figura 3.2 viene mostrata questà dualità.

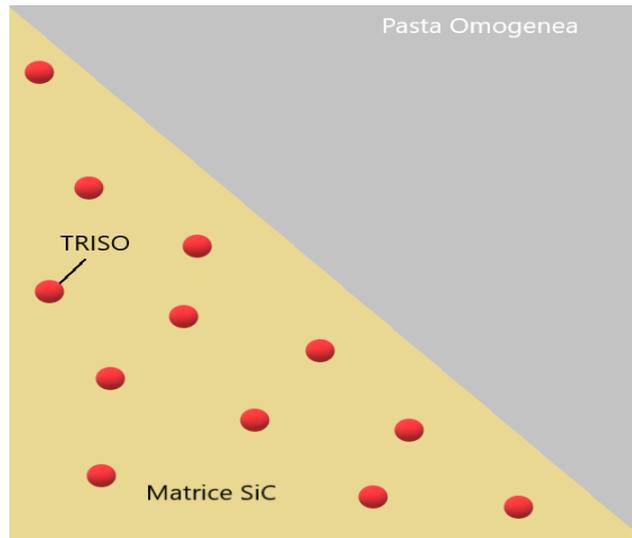


Figura 3.2: Due scale di dettaglio: macroscopica e microscopica

3.1.3 Analisi Meccanica

Calcoli di analisi meccanica sono stati eseguiti per validare l'integrità strutturale delle particelle di TRISO durante la loro vita. Gli eventi di fissione producono emissione di gas, i principali sono Xenon e Krypton, i quali andranno ad aumentare la pressione all'interno della particella e, se gli stress non sono tenuti sotto controllo, possono portare ad un cedimento strutturale. Un altro gas che contribuisce all'aumento della pressione può essere il CO. Questo si genera dalla reazione tra l'Ossigeno liberato da UO_2 e il Carbonio presente nello strato di buffer. Il kernel viene progettato in modo da avere il più basso rilascio possibile di Ossigeno, ma durante l'operatività del reattore, per elevati burnup (alto consumo di combustibile), la pressione del CO diventa importante e bisogna tenerne conto nei calcoli della pressione generata. Nel nostro caso il burnup non raggiunge livelli tali da considerare la produzione di Monossido di Carbonio un pericolo. Anzi, si può addirittura ipotizzare di trascurarne l'effetto.

La configurazione delle TRISO è interessante per la sicurezza che fornisce in termini di rilascio dei prodotti di fissione, tra cui anche i gas. Perciò è imprescindibile che la struttura rimanga integra al fine di non venir meno a questa funzione. Lo strato che svolge questo compito di barriera è il SiC. Dunque, bisogna individuare il limite di stress capace di sopportare ed essere certi di non infrangerlo. L'UTS (Ultimate Tensile Strength) del SiC è 350 MPa [17]. Questo valore, per ipotesi conservativa, lo abbiamo rapportato ad un coefficiente di sicurezza pari a 3, quindi il nuovo limite a cui rapportarci diventa 116.7 MPa.

Un'importante ipotesi, molto conservativa, che si adotta è considerare un rilascio del 100% dei gas da parte del kernel. In realtà una parte è trattenuta nel kernel e non migra verso gli altri strati.

La pressione che si genera sullo strato di SiC nasce a causa dell'espansione dello strato di buffer. Una delle funzioni di questo strato è appunto accomodare i gas di fissione rilasciati grazie alla sua struttura porosa. Questa pressione si calcola assumendo un comportamento ideale dei gas all'interno della TRISO, quindi utilizzando la legge dei gas ideali (eq 3.7):

$$p V = n R T \quad \rightarrow \quad p = \frac{n R T}{V} \quad (3.7)$$

Dove la pressione p [Pa] è calcolata a partire dal numero di moli n [mol] di Xe e Kr, dalla costante universale dei gas R [m³ Pa/ mol K] e dalla temperatura T [K].

Qui, nelle porosità del buffer, Xe e Kr si accumulano durante la vita del reattore, raggiungendo il massimo a fine vita. Il parametro chiave per questa valutazione è il burnup, definito come energia rilasciata durante il periodo per kg di metalli pesanti (Uranio), che dà indicazioni sulla quantità di gas prodotti. Nei calcoli, per una corretta valutazione, si sceglie il punto del reattore in cui si ha maggiore produzione di potenza, quindi i più alti burnup. Verosimilmente la distribuzione di potenza nel reattore durante la vita operativa cambia, appiattendosi con il tempo, allora ci si può aspettare che il punto che produce maggior potenza all'istante iniziale non lo sia in quelli successivi. Però, a tutela della sicurezza, i calcoli sono eseguiti riferendosi all'elemento con la potenza massima ad inizio vita ed ipotizzando rimanga la stessa per la sua interezza. Successivamente si potrà calcolare la pressione generatasi e confrontarla con i limiti.

3.2 Analisi Esplorative

Prima della definizione finale del progetto, più opzioni sono state provate, analisi di sensibilità hanno guidato alle scelte più corrette e quelle più penalizzanti sono state scartate. Il lavoro è iniziato da una definizione molto semplice e con l'avanzare sono stati aggiunti gradualmente i vari livelli di dettaglio. In questa sezione alcune delle più importanti analisi preliminari sono esposte da cui sono tratte valutazioni per la configurazione definitiva.

3.2.1 Composizione Fuel Omogeneo

Già dalle prime analisi di criticità fatte con MCNP è parso comodo utilizzare una pasta omogenea di fuel anziché l'effettiva geometria in cui sfere millimetriche sono in-

serite all'interno della matrice. Un approccio del genere sarebbe computazionalmente molto laborioso e necessiterebbe di un elevato numero di particelle simulate, in altre parole, avrebbe un forte impatto sul tempo di calcolo .

Come primo passo bisogna definire la composizione isotopica dei vari strati delle TRISO e della matrice. Di ogni materiale si vuole la frazione atomica degli isotopi che lo compongono. Per il PyC, SiC e buffer in letteratura si trovano dati al riguardo; per UO_2 , in particolare per l'uranio, la frazione di atomi dipende dall'arricchimento che si intende avere, il quale coincide con la frazione in massa dell'uranio-235. Nel nostro caso 19.75 %, quindi avendo considerato gli isotopi uranio-235 e uranio-238 si ha:

$$\omega_{U235} = 0.1975$$

$$\omega_i = \frac{x_i \cdot MM_i}{\sum_j x_j \cdot MM_j} \rightarrow \omega_{U235} = \frac{x_{U235} \cdot MM_{U235}}{x_{U235} \cdot MM_{U235} + x_{U238} \cdot MM_{U238}}$$

Note le masse molari [37] [g/mol] e definendo $x_{U238} = 1 - x_{U235}$, si può esplicitare la frazione atomica:

$$x_{U235} = \frac{\omega_{U235} \cdot MM_{U238}}{MM_{U235} + \omega_{U235} \cdot (MM_{U238} - MM_{U235})}$$

Per quella dell'uranio-238 si calcola il reciproco ad uno. Così si hanno le frazioni atomiche degli isotopi dell'Uranio, che poi andranno pesate sulla frazione di atomi di U in UO_2 .

Ottenute le frazioni atomiche per ogni materiale, si può calcolare la massa molare della molecola a partire da quella dei singoli elementi:

$$MM_{mol} = \sum_i n_i x_i \cdot MM_{el}$$

In cui n_i è il numero di elementi tipo i-esimo che sono presenti nella molecola.

Il modo per pesare le varie frazioni atomiche è sfruttare le frazioni volumetriche: quelle degli strati rispetto la TRISO e la packing fraction. Per poter fare questa operazione si calcola la densità molare dei singoli materiali, cioè gli strati e la matrice, per poi moltiplicarla per le rispettive frazioni atomiche degli isotopi.

$$d_i = \frac{\rho_{mol}}{MM_{mol}} \cdot x_i n_i$$

In cui ρ è la densità del materiale in [g/cm³]. Questo avviene per ogni materiale e si ottiene quella che potremmo definire una densità molare locale [mol/cm³]. Per ottenere la densità molare globale D_i , è necessario moltiplicare la d_i di ogni materiale

per la rispettiva frazione di volume occupata nel totale. Quindi i materiali della TRISO saranno moltiplicati per la frazione volumetrica nella TRISO e per la packing fraction. Mentre quello della matrice solo per il reciproco a 1 della packing fraction.

$$D_i = d_i \cdot fr_{vol}$$

A questo punto si hanno le densità molari di ogni isotopo relativizzate al volume totale, quindi quantità tra loro confortabili. Dunque, il passo successivo è sommarle e trovare il numero totale di atomi su unità di volume.

$$D_{tot} = \sum_i D_i$$

In ultimo si procede a rapportare ogni densità molare D_i a D_{tot} e si ottengono le frazioni atomiche di ogni isotopo rispetto la pasta omogenea. Questi dati sono necessari ad MCNP per svolgere la simulazione e vengono inseriti in input nel codice. Anche la densità della pasta è necessaria, quindi si calcola pesando le varie densità con le frazioni volumetriche dello strato a cui si riferiscono.

3.2.2 Eterogeneo vs Omogeneo

Un'analisi importante ad inizio lavoro è stata quella di confronto tra configurazione omogenea ed eterogenea. Lo scopo era, più che scegliere quale adottare, in quanto la via eterogenea è poco praticabile per le simulazioni, valutare quanto differissero i risultati ottenuti. Infatti, un calcolo di questo tipo, oltre a essere molto oneroso, risulta non in linea con il livello di dettaglio previsto dal nostro progetto preliminare. Quindi, nelle sezioni e capitoli successivi il fuel verrà trattato come una pasta omogenea e solo in questi paragrafi verrà analizzato nella sua forma autentica.

Le simulazioni sono state eseguite su un reticolo infinito applicando delle condizioni di riflessione alle pareti della cella elementare. Così da poter semplificare la definizione del problema, escludendo fughe di neutroni dal sistema, focalizzandoci sulla risposta neutronica del tipo di configurazione. Pur non risultando verosimile ipotizzare un reticolo in cui le TRISO sono equi spaziate e che rispettino un pattern preciso, la valutazione del k non differisce in modo sensibile rispetto ad una disposizione randomica, come dimostrato in Brown & Martin, 2004 [32], rendendo legittima l'ipotesi fatta.

Il sistema è stato valutato con una packing fraction pari 0.4, un ottimo compromesso tra un sufficiente distanziamento tra le particelle e una buona quantità di fuel all'interno del fuel compact. Nella configurazione omogenea questo entra a far parte all'interno delle frazioni atomiche; per la versione eterogenea si è modellizzato la sfera di TRISO all'interno di una cella le cui proporzioni rispettassero la packing fraction.

I coefficienti di moltiplicazione infiniti, k_{∞} , ottenuti per il caso omogeneo e eterogeneo sono rispettivamente 1.04857 e 1.06096. Uno scarto di poco più di 1000 pcm (parti per centomila) che ci consente di continuare le successive simulazioni con confidenza nei risultati. Questa differenza in criticità è spiegabile visualizzando gli spettri in figura 3.3, per cui si nota che utilizzando la configurazione eterogenea si ottiene una popolazione leggermente più termalizzata rispetto a quella del caso omogeneo.

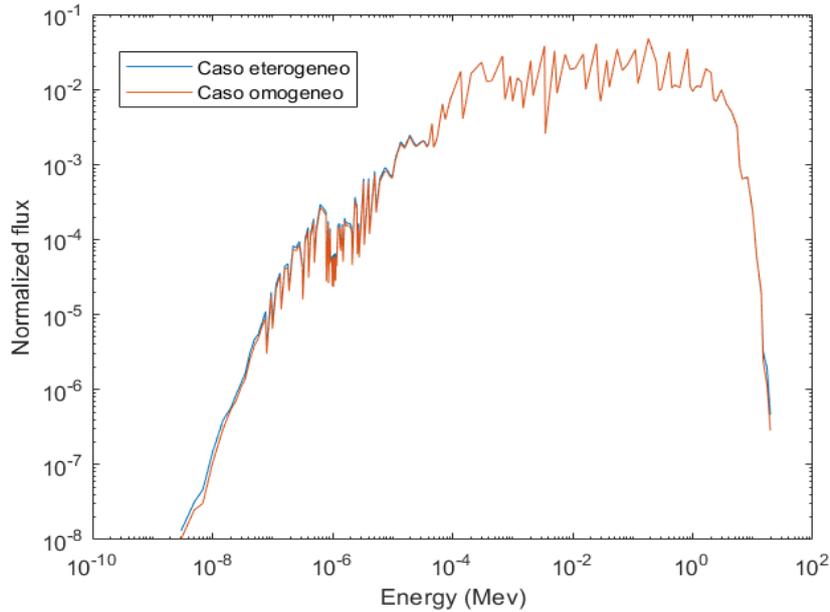


Figura 3.3: Confronto flusso configurazione Omogenea e Eterogenea

3.2.3 Moderatore

Nel capitolo 2 veniva spiegata la necessità di un moderatore per la nostra applicazione e la scelta era ricaduta sull'Idruro di Zirconio, nello specifico Zr_5H_8 . Tuttavia non si è ancora definito alcun aspetto quantitativo che possa orientare la definizione del nocciolo. In questa sezione vengono presentate le analisi eseguite sull'impatto del moderatore sulla criticità del reattore. E i dati delle simulazioni saranno estrapolati in un secondo momento e su di essi verranno fatte considerazioni in merito al profilo del reattore.

La prima serie di calcoli prende come modello un reattore infinito costituito da una pasta omogenea che comprende anche il moderatore. Lo scopo è ancora quello di pesare l'effetto del solo moderatore sulla criticità del nocciolo, senza sovrapporre l'influenza di altri aspetti. Sono stati valutati vari casi, con quantità crescenti di

moderatore. Questa si è scelto di valutarla in funzione della frazione di volume occupata dal moderatore rispetto al totale. Il caso di riferimento è quello di core già visto, arricchito al 19.75 % e con packing fraction di 0.4, in assenza di moderatore. I casi di confronto invece hanno le seguenti percentuali volumetriche di Zr_5H_8 : 25 %, 50 %, 60 % e 75 % come mostrato in figura 3.4.

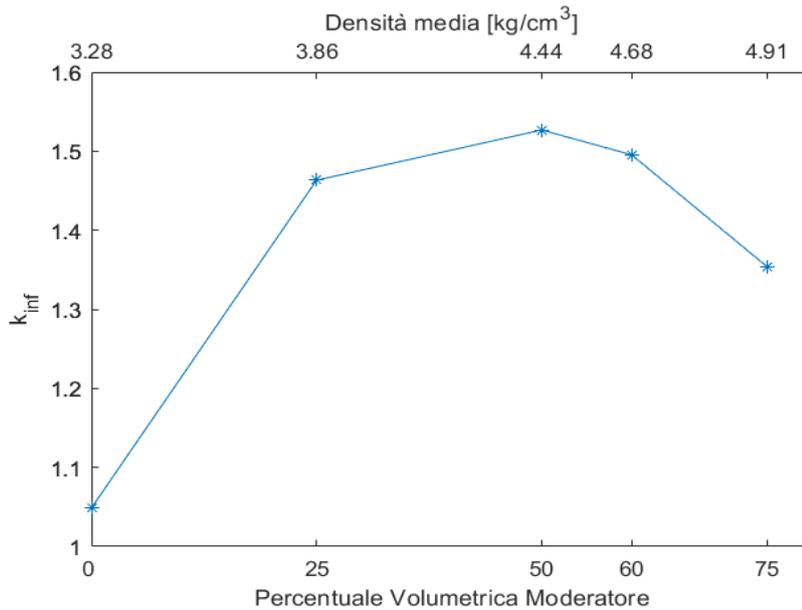


Figura 3.4: Andamento k_{∞} in funzione della percentuale volumetrica di moderatore

L'effetto termalizzante è ben visibile nella parte sinistra della curva in cui il k_{∞} aumenta molto con l'aggiunta di moderatore e raggiunge un picco nell'intorno di 50 % di frazione volumetrica. Oltre si ha un progressivo calo perchè la quantità di fissile che diminuisce non viene compensata dall'aumento in sezione d'urto dovuta allo spettro neutronico più termico. Dopo il 50 % si è raggiunta una situazione di saturazione dell'effetto utile del moderatore, quindi la perdita di combustibile incide molto di più. Inoltre, in alto è indicata la densità media del nocciolo infinito, che aumenta con il crescere della presenza del moderatore. Anche questo è da tenere in conto sempre per il requisito 5, che avvalora maggiormente la propensione ad utilizzare percentuali di moderatore più basse possibili (nei limiti del fattibile).

La parte sinistra del grafico è quella di nostro interesse, perchè posizionarsi in un punto oltre il 50 %, in caso di parziale perdita di moderatore, per causa incidentale o migrazione di idrogeno nel tempo, si avrebbe una retroazione positiva. Scenario pericoloso per quanto riguarda il controllo della potenza prodotta. E' preferibile

posizionarsi in una posizione sulla sinistra e non troppo vicino al massimo, in cui le pendenze sono più spinte, così da avere la migliore risposta in controretroazione.

Nel seguito è stata rilassata l'ipotesi di mezzo infinito, così da spingerci verso una situazione più verosimile. In particolare la geometria scelta è quella di un cilindro quadrato, una forma che, dato il suo rapporto superficie volume, è ottima per ridurre le fughe neutroniche dal core. Le dimensioni prese per diametro e altezza sono 75 cm, sufficientemente contenute di modo da rispettare il requisito 6 sull'ingombro. I casi indagati rimangono il caso 25 %, 50 % e 75 %.

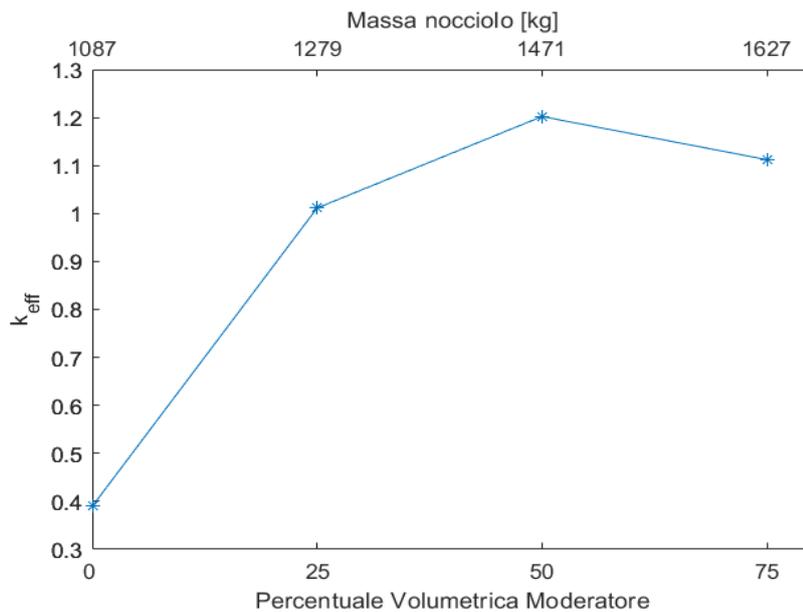


Figura 3.5: Andamento k_{eff} in funzione della percentuale volumetrica di moderatore

E' evidente l'importanza del moderatore sulla criticità, il passaggio a 25 % in volume di Zr_5H_8 porta il k_{eff} ad aumentare di circa 60000 pcm. Per quanto riguarda l'andamento, questo è analogo al caso infinito con il valore massimo ad un rapporto combustibile/moderatore pari a 1 e una calo per calori più elevati. In questo caso, essendo la geometria finita, è mostrato la massa effettiva del nocciolo, e come per il caso infinito è visibile l'evidente aumento di peso percorrendo l'asse nella direzione crescente.

3.2.4 Riflettore

Il riflettore è un componente fondamentale nell'architettura di un reattore. In ogni reattore avvengono fughe, specialmente se di piccole dimensioni, e queste incidono negativamente sulla sua criticità. L'aggiunta di una strato di riflettore serve a smorzare questo fenomeno facendo 'rimbalzare' parte dei neutroni in uscita. Il riflettore che abbiamo previsto di adoperare è L'Ossido di Berilio, in che quantità dipende da valutazioni di criticità e di arrangiamento del reattore.

Le analisi sono eseguite sempre sul prototipo di nocciolo 75 cm di diametro e 75 cm di altezza, dimensione di riferimento del progetto. La prima valutazione ha come scopo identificare gli effetti di diversi spessori di riflettore indipendentemente dal moderatore, quindi il core è completamente fuel. Le simulazioni sono fatte girare con il core a cui vengono aggiunti assialmente e radialmente spessori di 1 cm, 5 cm, 10 cm e 15 cm.

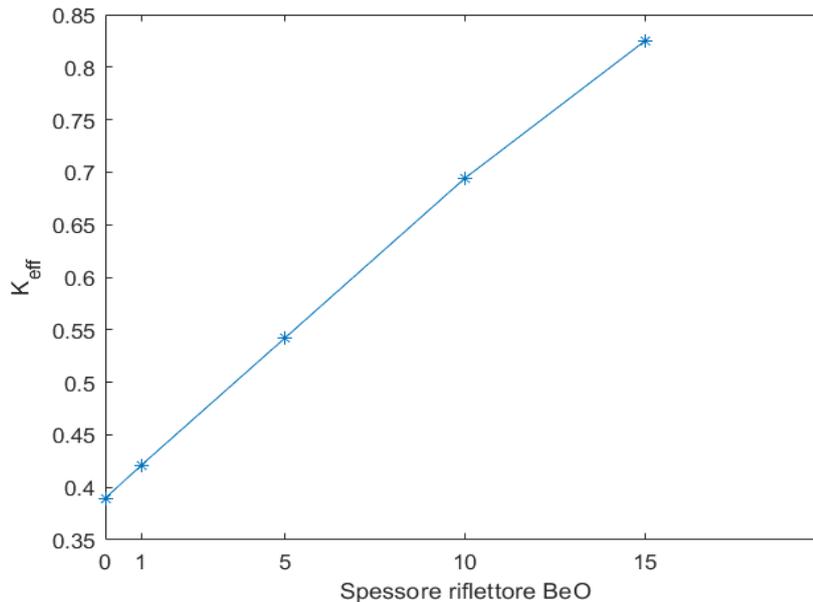


Figura 3.6: k_{eff} in funzione dello spessore di BeO

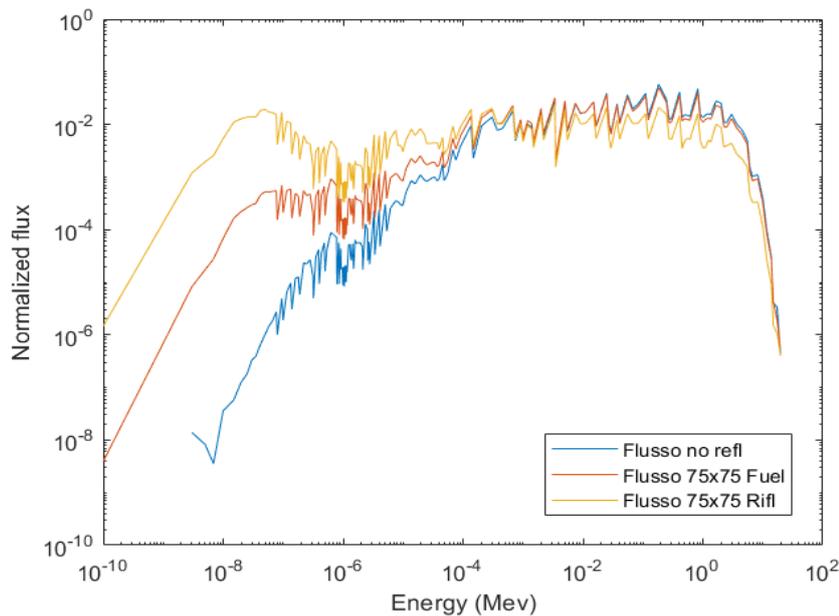


Figura 3.7: Confronto spettro flusso caso senza e con 15 cm di riflettore

Nella figura 3.2.4 si può notare in che misura lo spessore di BeO incide. L'andamento è praticamente lineare, con un leggerissimo flesso nel punto finale. Chiaramente oltre 15 cm non è molto sensato investigare: le dimensioni del reattore sarebbero inammissibili, come lo sarebbe il peso, e si avrebbe una eccessiva sproporzione tra dimensioni core e riflettore. Bisogna ricordare inoltre che questi risultati non tengono in conto la presenza di moderatore. Questo è un punto molto importante, perchè, come si vede da figura 3.2.4, il riflettore si prende in carico questo compito e al suo contributo di pura riflessione, se ne aggiunge uno di termalizzazione. Nel caso di presenza anche di un moderatore, l'effetto utile del riflettore andrebbe ridimensionato perchè gran parte delle particelle gli giungerebbero già termiche. Per avere un'idea di quanto influenzi la presenza di moderatore nel seguito sono presentati i risultati a riguardo. In particolare si è preso il core con 25 % in volume di moderatore a cui vengono aggiunti 5 e 15 cm assialmente e radialmente di riflettore.

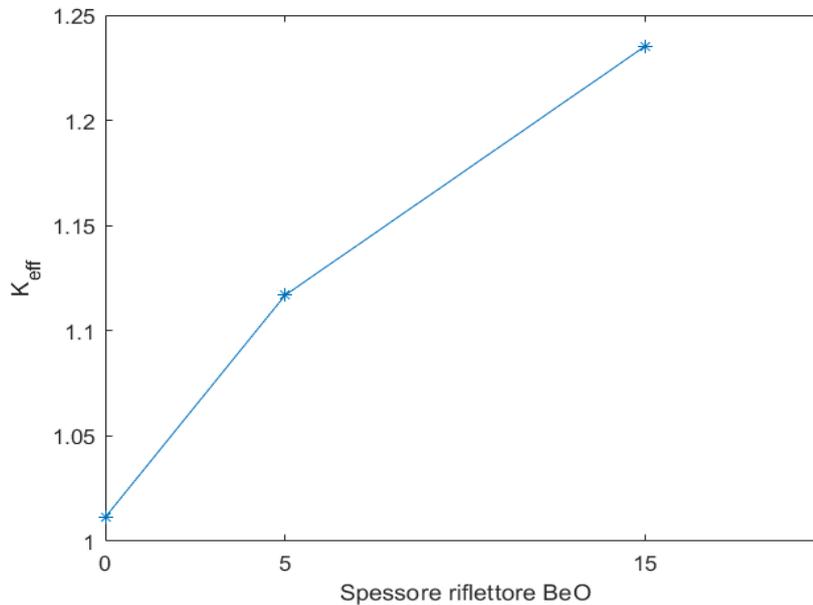


Figura 3.8: k_{eff} per core moderato in funzione dell'aggiunta di diversi spessori di BeO

L'aumento relativo risulta chiaramente più contenuto, ma comunque un beneficio estremamente valido nell'economia totale della criticità. L'aggiunta di un riflettore quindi appare imprescindibile nella progettazione del core. Gli spessori scelti sono indicativi e la soluzione finale può spaziare tra questi limiti, con il punto di ottimo preso in base a considerazioni globali sul progetto del reattore.

3.2.5 Heatpipes

Nel capitolo precedente è stata discussa la scelta delle heatpipes come mezzo di asportazione del calore dal nocciolo. Questo sistema, come ogni altro, deve rispettare dei limiti di operatività definiti dalla fisica che governa il processo. Le heatpipes devono sottostare a delle limitazioni di potenza asportabile dettate, oltre che dalla temperatura di lavoro, dalla forma e dimensione delle heatpipes, dal fluido di lavoro e dalla wick stessa. Nel seguito questi aspetti emergeranno sotto forma di parametri all'interno dei vari limiti.

Limite di viscosità

Questo limite è importante alle basse temperature, dove il liquido assume caratteristiche altamente viscoso. Queste causano una forte caduta di pressione nella wick,

limitando il flusso di liquido dal condensatore all'evaporatore.

$$L_v = \frac{\pi \cdot r_v^4 \cdot h \cdot \rho_v \cdot P_v}{12 \cdot \mu_v \cdot l_{eff}}$$

[29]

In cui r_v [m] è il raggio della sezione in cui effettivamente scorre il fluido; h è il calore latente di vaporizzazione [J/kg]; ρ_v [kg/m³] è la densità del vapore; P_v [Pa] è la pressione di vaporizzazione; μ_v [N s/m²] è la viscosità del vapore; l_{eff} [m] è lunghezza effettiva definita come $l_{eff} = \frac{l_{evap}}{2} + l_{adiab} + \frac{l_{cond}}{2}$.

Limite sonico

Sempre a basse temperature, in cui la densità di vapore è bassa, si potrebbero avere alte velocità del flusso di vapore, con il rischio di raggiungere la velocità del suono ed incorrere in una condizione di choked flow.

$$L_s = 0.474 \cdot A_v \cdot h \cdot (\rho_v \cdot P_v)^{0.5}$$

[29]

In cui A_v [m²] è la sezione centrale dell'heatpipe in cui scorre il fluido.

Limite di entrainment

All'interno della wick il vapore e il liquido saturo scorrono in direzioni opposte. Se in questa fase le forze di taglio all'interfaccia liquido-vapore superano la tensione superficiale del liquido, quest'ultimo in parte viene trascinato dal vapore di nuovo al condensatore, con un calo di portata di fluido nella wick.

$$L_e = A_v \cdot h \left(\frac{\rho_v \cdot \sigma_l}{2 \cdot r_p} \right)$$

[29]

In cui σ_l [N/m] è la tensione superficiale del liquido; r_p [m] è il raggio medio dei pori della wick.

Limite di capillarità

Questo limite viene registrato quando il flusso di calore è tale da evaporare il liquido nella wick più velocemente di quanto sia in grado di essere spinto dalla wick stessa verso l'evaporatore. Il rischio è quello di asciugare la wick nella sezione dell'evaporatore.

$$Q_c = \frac{\sigma_l \cdot \rho_l \cdot h}{\mu_l} \cdot \frac{K \cdot A_v}{l_{eff}} \cdot \left(\frac{2}{r_{p,e}} - \frac{\rho_l \cdot g \cdot l_t \cdot \cos(\Psi)}{\sigma_l} \right)$$

[29]

In cui K [m²] è la permeabilità della wick; $r_{p,e}$ [m] è il raggio medio dei pori della wick sezione evaporatore; g [m/s²] è l'accelerazione gravitazionale; l_t [m] è la lunghezza totale dell'heatpipe; Ψ [-] è l'angolo assiale dell'heatpipe.

Limite di ebollizione

Il limite di ebollizione si ha quando il flusso di calore all'evaporatore è tale da generare ebollizione nucleata nella wick dell'evaporatore. Le bolle di vapore che si formano bloccano il liquido che fluisce verso il condensatore, lasciando a secco la sezione di evaporazione.

$$Q_b = \frac{4\pi \cdot l_e \cdot \lambda_{eff} \cdot T_v \cdot \sigma_v}{h \cdot \rho_v \cdot \ln \frac{r_i}{r_n}} \cdot \left(\frac{1}{r_n} - \frac{1}{r_{p,e}} \right)$$

[29]

In cui l_e [m] è la lunghezza dell'evaporatore; λ_{eff} [W/m K] è la conduttività effettiva della wick; T_v [K] è la temperatura del vapore; r_i [m] è il raggio interno dell'heatpipe; r_n [m] è il raggio critico di ebollizione nucleata.

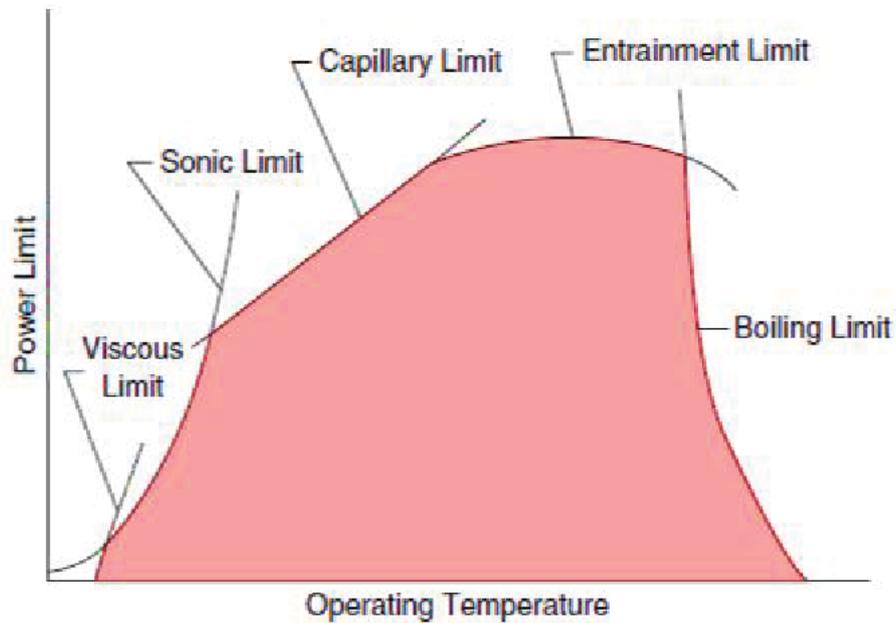


Figura 3.9: Limiti di lavoro heatpipes, González-Peña D, Alonso-Tristán C, De Miguel I, Montserrat D, *Macroscopic CFD Model for Heat-Pipes*, 2019.

Le scelte fatte in merito alle heatpipe non hanno l'ambizione di un dimensionamento effettivo, ai nostri scopi interessa semplicemente poter garantire efficacemente l'asportazione del calore prodotto nel core. Per questo ciò che interessa è che il punto di lavoro dell'heatpipe cada all'interno dell'area che i vari limiti costruiscono. In particolare, per la nostra applicazione, in cui le temperature in gioco sono limitate, ciò che interessa maggiormente è la parte sinistra del grafico. Qui il limite a cui ci riferiremo è quello sonico, il più stringente.

Capitolo 4

Risultati

In questo capitolo vengono illustrati la configurazione scelta per il nocciolo e i risultati ottenuti. I vari aspetti introdotti nei capitoli precedenti vengono qui declinati, arrivando ad una descrizione esaustiva dei punti chiave del core. La prima parte descrive appunto le scelte definitive circa la struttura del nocciolo, mentre nella sezione risultati è dedicata alla caratterizzazione neutronica, termica e meccanica del core.

4.1 Configurazione del Nocciolo

4.1.1 Cella Elementare

La sezione del nocciolo dei reattori nucleari si può di solito descrivere tramite un insieme di celle elementari che formano un reticolo. Questo approccio deriva da una procedura "costruttivista" basata su come vengono assemblati i reattori: generalmente si parte dai fuel assembly composti da barre di combustibile, barre di controllo, moderatore e canali per fluido termovettore. E' utile visualizzare il core suddiviso in varie celle, sia per un migliore studio dei vari parametri, e l'identificazione dei punti più critici, sia per una maggior flessibilità in fase di progetto, conferendo ampi margini di libertà nella scelta dei pattern. Inoltre, come spesso accade, questa 'frammentazione' del nocciolo permette di disaccoppiare le diverse regioni e definirle con le proprietà più adatte alla zona di lavoro. Un esempio può essere quello di utilizzare diversi arricchimenti nelle varie zone del reattore per poter ottenere una distribuzione di potenza il più possibile omogenea, ottimizzando il bruciamento.

Uno dei più comuni reticoli, studiato in particolare per i reattori a spettro veloce, è quello esagonale: consiste in un insieme di prismi esagonali assemblati in modo da definire la geometria effettiva del core. All'interno di ogni esagono, a seconda del tipo di cella, verranno definiti i vari componenti del core. Nel nostro caso combustibile, moderatore e heatpipes. La tipica configurazione consiste in un prisma esagonale al cui centro è inserito un cilindro, come in figura 4.1.

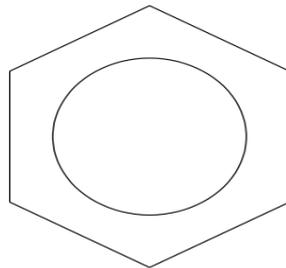


Figura 4.1: Sezione cella esagonale con cilindro al centro

Un concept convenzionale consiste nel definire l'interno del cilindro come combustibile e il volume restante come moderatore. Questa soluzione però non si presta al nostro caso. Nei vari studi preliminari eseguiti si è valutata questa configurazione per percentuali volumetriche di moderatore crescenti. Fissato il lato del prisma esagonale, alle varie percentuali di moderatore, la configurazione convenzionale è caratterizzata da margini tra bordo esagono e cilindro molto bassi, non ottimali per un'ipotetica produzione industriale o per prestazioni meccaniche. Quindi, si è scelta un'alternativa che risolvesse questo problema, un "inverted fuel assembly design", IFAD, [39]. Qui, il moderatore e il combustibile si scambiano posizione e vanno ad occupare rispettivamente il cilindro e l'area esterna al cilindro. Nei calcoli seguenti si valuta proprio questo aspetto, margine tra raggio e lato esagono, nelle due configurazioni al variare della percentuale in volume del moderatore.

Definiamo con l il lato dell'esagono e r il raggio del cilindro. Il margine viene definito come,

$$b = l \cdot \sin(60) - r$$

Il parametro con cui si introduce nei calcoli la percentuale di volume di moderatore è il rapporto tra volume di cilindro e esagono, o equivalentemente il rapporto tra aree.

$$s = \frac{A_{cil}}{A_{esag}} = \frac{\pi \cdot r^2}{2.598 \cdot l^2}$$

Nel caso di design convenzionale s è pari a 1 meno la percentuale di volume di moderatore, $1 - x_m$, mentre per l'IFAD è pari a x_m . Quindi nel caso convenzionale il valore di b si può esprimere come:

$$\frac{b}{r} = \sqrt{\frac{\pi}{2.598 \cdot (1 - x_m)}} \cdot \sin(60) - 1$$

Per l'IFAD invece:

$$\frac{b}{r} = \sqrt{\frac{\pi}{2.598 \cdot x_m}} \cdot \sin(60) - 1$$

E come è facile dimostrare l'utilizzo di un inverted fuel è più vantaggioso in termini di spessore materiale tra cilindro ed esagono per percentuali volumetriche di moderatore x_m minori del 50 % (Figura 4.2), nostro caso di lavoro.

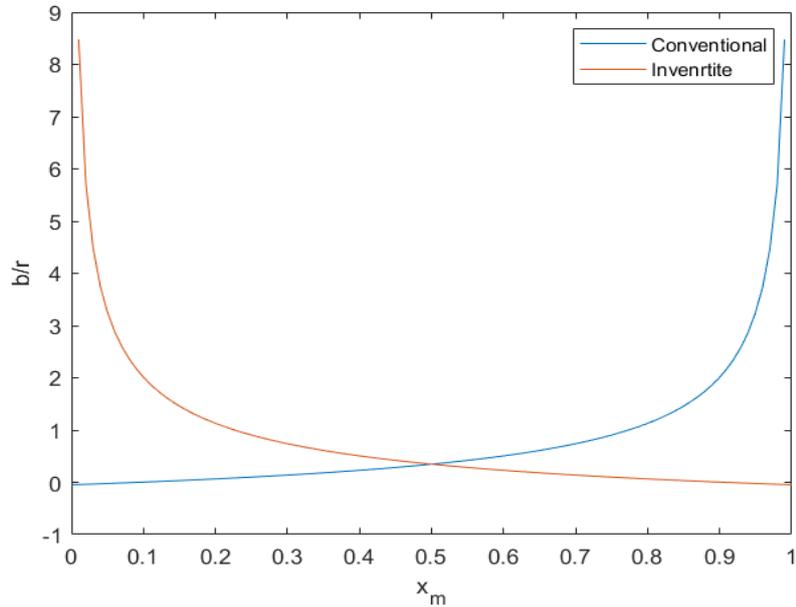


Figura 4.2: Spessore minimo del materiale esterno al variare della percentuale di volume di moderatore

Inoltre, adottando l'inverted design si ha una migliore asportazione del calore da parte delle heatpipes. Queste vanno pensate inserite all'interno delle celle esagonali, così, se ciò che le circonda è appunto la zona in cui viene generata potenza anziché moderatore, il passaggio del calore è più efficiente.

Questo punto è molto importante soprattutto in vista della produzione industriale del core. Il combustibile è in pratica un blocco forato al cui interno sono inseriti cilindri di Zr_5H_8 e heatpipes. Però non può essere certamente costruito direttamente così, ma andrà assemblato. I vari tasselli in cui è scomposto il blocco possono essere definiti come gli elementi di combustibile compresi tra tre cilindri, heatpipes e/o moderatore, ciò è vero per la parte interna del nocciolo.

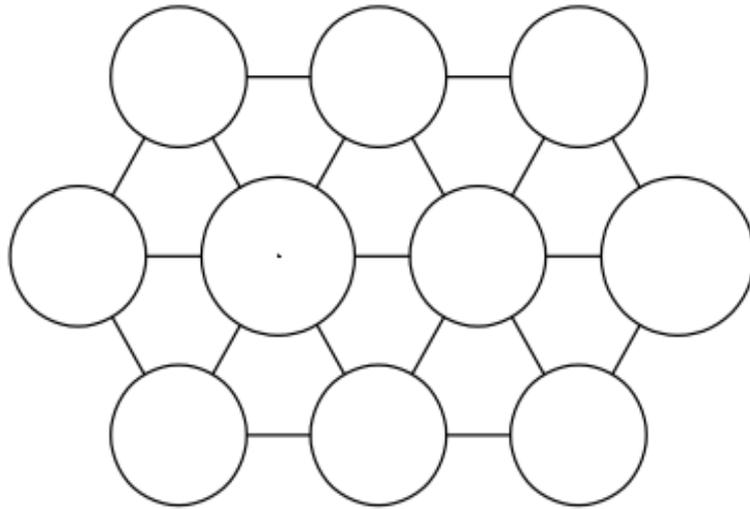


Figura 4.3: Esempio elementi combustibile

Nella figura 4.3 vengono mostrati gli elementi di combustibile e come si incastrano. Appaiono come dei triangoli smussati ai cui vertici sono posizionati heatpipes o moderatore. La dimensione a cui fare riferimento è lo spessore tra due cilindri, quella che definiremmo $2 \cdot b$. In particolare bisogna considerare la situazione più critica in assoluto, quindi quella in cui lo spessore è minimo. Questa si verifica per gli elementi che si affacciano sulle heatpipes, qualora queste avessero un raggio maggiore di quello dei cilindri di Zr_5H_8 . Il lato minimo l_{min} si calcherà così:

$$l_{min} = b + l \cdot \sin(60) - r_{HP}$$

Anticipando la descrizione del nostro core, gli esagoni considerati per il lattice hanno un lato pari a 1.2 cm, il raggio del moderatore è 0.71 cm e quello delle heatpipes è 0.8 cm. Il lato minimo è pari quindi a 0.568 cm, un valore che può essere verosimilmente fabbricato.

4.1.2 Heatpipes

Le heatpipes sono state a lungo citate senza che venisse approfondita la loro composizione. Prima di farlo, è giusto precisare che le dimensioni scelte prese sono indicative, non definite secondo un preciso dimensionamento, ma provengono da proporzioni tipiche e adattate alla nostra applicazione.

Per prima cosa bisogna individuare il fluido con cui lavorare e questo dipende dal range di temperatura operativo, come appunto mostrato nella tabella 4.1.

Range di temperatura [$^{\circ}C$]	Fluido operativo
da -200 a -80	Azoto liquido
da -70 a 60	Ammoniaca liquida
da -45 a 120	Metanolo
da 5 a 230	Acqua
da 190 a 550	Mercurio, Magnesio
da 400 a 800	Potassio
da 500 a 900	Sodio
da 900 a 1500	Litio
da 1500 a 2000	Argento

Tabella 4.1: Fluidi heatpipes a seconda del range di temperatura, Zohuri B, *Heat Pipe Applications in Fission Driven Nuclear Power Plants*, 2019

Ricordando che la temperatura delle heatpipes è dettata da quella ottima di lavoro dei pannelli radianti, la quale è stata definita di circa 1000 K, che possiamo approssimare a $750\text{ }^{\circ}C$. Quindi la scelta del fluido ricade sul Sodio, il cui intervallo di temperatura appare il più idoneo.

L'utilizzo di un specifico fluido necessita accorgimenti circa la compatibilità dei materiali con cui sarà in contatto, cioè quelli della wick e dell'involucro dell'heatpipe. Per il Sodio, la wick e l'involucro sono presi rispettivamente di Stainless Steel 202 e Haynes 230 [40].

Le heatpipe sono state scelte con un diametro di 1.6 cm, mentre per la sua struttura interna, le proporzioni scelte sono congruenti a valori osservabili in letteratura [38] e in applicazioni spaziali. In particolare lo spessore della wick è preso come il 10 % del raggio esterno, quindi $\delta_{wick} = 0.8 \cdot 0.1 = 0.08\text{ cm}$. Per quanto riguarda lo spessore dell'involucro è stato selezionato pari al 20 % di 0.8 cm, $\delta_{wall} = 0.8 \cdot 0.2 = 0.16\text{ cm}$. Riassumendo le dimensioni delle heatpipes sono:

Sezione	raggio [cm]	spessore [cm]
Evaporatore	0.56	-
Wick	0.64	0.08
Involucro	0.8	0.16

Tabella 4.2: Dimensioni heatpipes

Nell'implementazione all'interno del modello, le heatpipes, analogamente a quanto fatto per il combustibile, sono inserite come una pasta omogenea. In cui le dimensioni in 4.2 sono utilizzate per definire la frazione atomica dei vari isotopi. Sempre a proposito della modellizzazione, le densità della wick e del Sodio contengono dettagli di lavoro impliciti: la porosità della wick e la compresenza di fase liquida e vapore nell'evaporatore. Sono aspetti non facili da ripercorrere in letteratura, quindi si è imposto un caso di riferimento verosimile con le condizioni di lavoro. Si è ipotizzato che le heatpipes all'interno del core, la sezione di evaporatore, avessero un rapporto liquido-vapore pari 30-70. Per la wick si è presa una porosità del 50 % e ipotizzato per semplicità che gli interstizi fossero vuoti, anziché riempiti di Sodio. Per validare le scelte fatte e capirne l'impatto, si è impostata un'analisi di sensibilità confrontando il caso di riferimento (L 30 - 70 V, P=0.5) con altri due casi in cui sono variate in modo apprezzabile singolarmente le proporzioni di liquido vapore e la porosità della wick. I due casi sono L 70 - 30 V con porosità 0.5 e L 30 - 70 V con porosità 0.1. I risultati ottenuti hanno dimostrato come l'effetto di queste differenze fosse praticamente impercettibile ai nostri fini, permettendoci di utilizzare il caso di riferimento confidenti, qualora la realtà progettuale prevedesse valori diversi, che la nostra simulazione non perdesse di significato.

Le heatpipes sono un sistema di asportazione di calore, quindi per garantire un corretto stato al reattore, bisogna rapportarle alla potenza prodotta nel core. Un numero insufficiente di heatpipes causa un surriscaldamento del core e rischio di fusione. Per definire il numero di heatpipes necessarie bisogna individuare la potenza massima asportabile dalla singola heatpipe e quella prodotta dal reattore. Nel capitolo precedente erano stati elencati i vari limiti di potenza per le heatpipes, e si era evidenziato come quello sonico fosse quello più stringente per le temperature più contenute.

$$L_s = 0.474 \cdot A_v \cdot h \cdot (\rho_v \cdot P_v)^{0.5}$$

Ricordando che la temperatura imposta è di 750 °C si ricavano i dati necessari (tabella 4.3):

Temperatura [°C]	h [J/kg]	ρ_v [kg/m ³]	P_v [Pa]
700	4090000	0.05	15000
750	4033500	0.092	31000
800	3977000	0.134	47000

Tabella 4.3: Proprietà Sodio heatpipes

Il raggio dell'evaporatore r_v è 0.56 cm, quindi si ha:

$$L_s = 0.474 \cdot \pi \cdot (5.6 \cdot 10^{-3})^2 \cdot 4033500 \cdot (0.092 \cdot 31000)^{0.5} = 10059 \text{ W}$$

Il limite superiore di potenza per heatpipes è di circa 10 kW. Sappiamo che il reattore è in grado di generare 500 kW, che in via precauzionale vengono moltiplicati per un fattore 1.5 per tenere conto delle non uniformità della distribuzione di potenza e dunque dimensionare sul picco, portando la potenza termica a 750 kW. Come facile calcolare, basterebbero 75 heatpipes per l'asportazione del calore dal nocciolo. Tuttavia, avere il punto di lavoro vicino al limite superiore non è accettabile, infatti le performance delle heatpipes sono strettamente legate alla loro temperatura e questa avrà sicuramente una distribuzione non uniforme, da qui la necessità di garantire un margine. Inoltre, bisogna prendere in considerazione l'eventuale danneggiamento di una o più heatpipes, pertanto la necessità di averne in numero maggiore rispetto a quelle strettamente necessarie. In ultimo, la valutazione è fatta sul solo limite sonico, il quale per alte potenze si incrocia con quello di capillarità, portandoci a tenere un margine di sicurezza sul valore di potenza massimo asportabile. Per tutte queste ragioni il numero di heatpipes all'interno del core è maggiore di 75, in particolare sono state inserite 283 heatpipes. In media ogni heatpipe avrà a carico 1.8 kW. Valori che rispettano largamente i limiti e assicurano la sicurezza dell'impianto in scenari di potenza eccessivamente alta (transitori incidentali).

4.1.3 Nocciolo

I vari aspetti particolari sono stati spiegati precedentemente. In questa sezione è presentato il nocciolo nel suo complesso, mostrando come i vari elementi sono stati assemblati e le caratteristiche finali del core.

Partiamo con il definire il tipo di struttura interna del nocciolo. Come anticipato si è utilizzato un reticolo esagonale al cui interno sono definiti moderatore, combustibile e heatpipes. Dalle analisi preliminari si era scelto un cilindro quadrato di diametro e altezza pari a 75 cm. Utilizzando un lattice si ottiene un geometria non perfettamente cilindrica, ma pseudo-cilindrica, in cui le varie celle sono disposte in modo da stare all'interno di una circonferenza, come mostrato in figura 4.4.

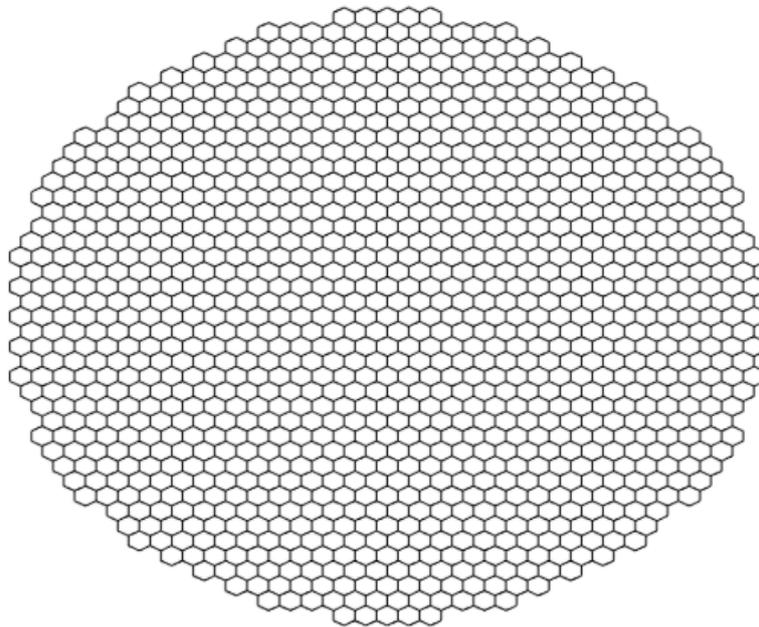


Figura 4.4: Lattice esagonale del core

Così il core è costituito da 1111 prismi esagonali ognuno di 1.2 cm di lato e alti 75 cm. Si possono trovare due tipi di elementi all'interno del reattore: il fuel compact con combustibile e moderatore e la cella con heatpipe e combustibile. La geometria è analoga nei due casi, ciò che cambia sono le dimensioni. Nel design di inverted fuel il moderatore è inserito all'interno di un cilindro di raggio pari 0.71 cm, mentre per le heatpipes il raggio è di 0.8 cm. Nella zona esterna ai cilindri è presente la pasta omogenea di combustibile, che nella realtà è una matrice di SiC al cui interno sono disperse, con una packing fraction di 0.4, particelle di TRISO alimentate a UO_2 arricchito al 19.75 %. Il pattern con cui è costruito il reticolo

consiste nella disposizione di sei elementi di combustibile-moderatore attorno ad ogni heatpipe. Ognuno dei sei elementi è affacciato a due heatpipes, quindi la potenza da asportare è dimezzata. Questo può non essere vero per le zone limitrofe del core, in cui lo schema può venire meno e si potrebbero avere punti in cui le heatpipe hanno a carico più o meno fuel compact di quelli prestabiliti. Chiaramente se dovessero essere meno non sussisterebbe alcun problema di carico eccessivo, ma anche se ce ne fossero di più, il fatto di dover asportare potenza da punti meno critici, non farebbe sollevare preoccupazioni di sorta.

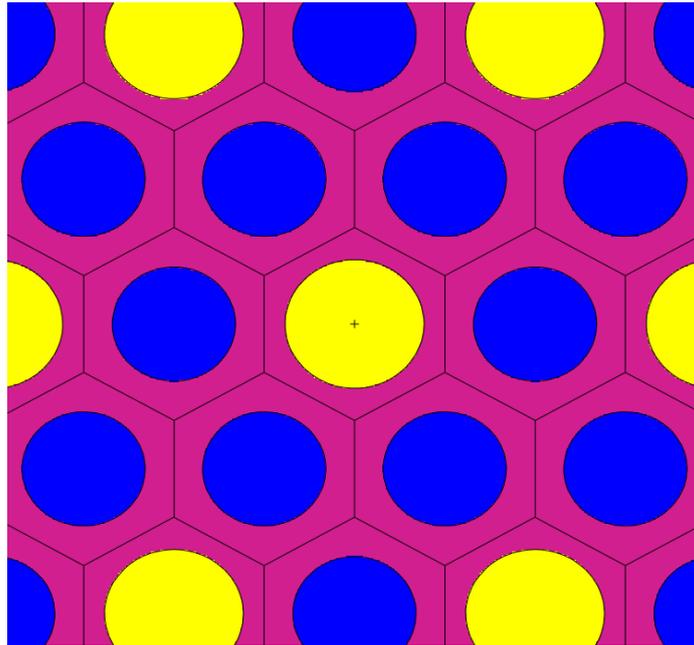


Figura 4.5: Dettaglio del reticolo esagonale; le heatpipes e il moderatore sono rispettivamente i cilindri gialle e blu, mentre la pasta di combustibile è rappresentata in viola.

Nella figura 4.5 è mostrato una sezione del reticolo al centro del nocciolo in cui è ben distinguibile il pattern sopra descritto.

Il nocciolo è rivestito da uno strato di riflettore, Ossido di Berillio. Come era stato indagato nella sezione di analisi esplorative dedicata (3.2.4), lo spessore di riflettore da utilizzare era funzione del livello di moderazione del reattore. Nel nostro caso il rapporto fra combustibile e moderatore è pari a 1.74, che equivale a circa 36 % di percentuale volumetrica di moderatore. Quindi si ha che il potere moderante del riflettore risulta ancor meno incisivo rispetto al caso omogeneo studiato (in cui la percentuale volumetrica di Zr_5H_8 era stata fissata a 25 %). Aggiungere spessori

elevati inoltre sarebbe deleterio per il peso (req. 5) e il volume (req. 6) del sistema. Si è trovato un buon punto di partenza con uno spessore di 12.5 cm radialmente e 7.5 cm assialmente. Il riflettore può essere visto come un cilindro di raggio 50 cm e altezza 90 cm al cui interno è inserito il core.

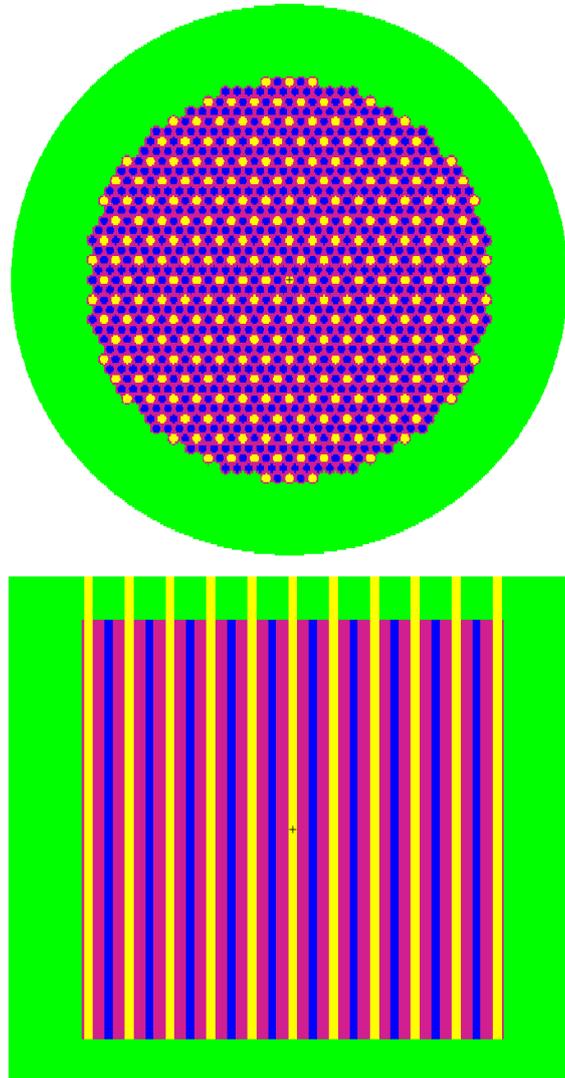


Figura 4.6: Sezione assiale e trasversale del nocciolo

Come si nota dalle sezioni in figura 4.6 lo spessore di riflettore superiore è attraversato dalle heatpipes dirette al sistema di smaltimento e/o di conversione.

L'ingombro del core coincide con quello definito dal riflettore. Lo spazio occupato nel complesso dal reattore deve tenere in conto anche dello schermaggio e l'inserimento degli altri sistemi (in particolare del sistema di controllo). Anche con questo in mente, si può pensare di rispettare con buon margine i limiti imposti dal requisito 6. Per quanto riguarda la massa è necessario specificare i volumi occupati dai vari materiali e le rispettive densità. Nella tabella 4.4 vengono riassunte le principali dimensioni del core, utili alla valutazione dei volumi, insieme alle densità dei componenti del nocciolo riassunte nella tabella 4.5.

lato esag [cm]	1.2
raggio mod [cm]	0.71
raggio HP [cm]	0.8
alt. elem [cm]	75
N. fuel + mod	828
N. fuel + HP	283
raggio rifl [cm]	50
alt. rifl [cm]	90

Tabella 4.4: Dimensioni principali nocciolo

Elemento	Densità [g/cm ³]	Massa [kg]
Combustibile	3.2796	560.3
Moderatore	5.61	550.4
Heatpipes	3.9305	184.5
Riflettore	3.01	1176.8
Totale		2472

Tabella 4.5: Densità e Massa elementi nocciolo

Questo è il valore di massa del core, comprensivo del riflettore. Un peso che è circa il 40 % del limite di 6000 kg dal requisito 5. Come detto a proposito del volume, bisogna tenere in conto del peso degli altri sistemi del reattore, a partire dallo schermaggio. Questo, per risparmiare peso, può essere inserito solo nella localizzazione dell'insediamento, oppure sfruttare un approccio ISRU per l'utilizzo di regolite lunare come materiale di schermaggio, o ancora sfruttando l'oreografia lunare (e.g., crateri). Se la massa del sistema dovesse sfiorare il limite di 6000 kg non eccessivamente, si può ipoteticamente pensare di sostituire la matrice del combustibile da SiC a Grafite. In questo modo il risparmio stimato è di circa 150 kg, ma si andrebbero prevedibilmente a ridurre le performance di sicurezza (req. 7), in quanto si perderebbe la preziosa capacità di trattenimento dei prodotti di fissione da parte del SiC;

questa scelta dovrebbe quindi essere supportata da dedicate analisi. Inoltre, andrebbero rieseguite analisi di criticità del reattore e valutata una nuova configurazione del nocciolo ottimizzata all'uso di Grafite.

4.2 Caratterizzazione Prestazionale

Dopo aver definito in che modo è stato modellizzato il core dal punto di vista geometrico e di architettura, bisogna valutarne le prestazioni. In realtà, sono appunto queste il parametro principale da cui nascono molte delle scelte mostrate nella sezione precedente. E nel seguito sono definite in tre categorie distinte: neutronica, termica e meccanica.

4.2.1 Risultati Neutronici

L'operatività del reattore è prevista di almeno 10 anni (req. 3), un periodo nel quale il reattore deve potersi trovare sempre in una condizione di criticità. Ci si aspetta che nell'arco della propria vita, a causa del consumo di fissile, il k_{eff} del reattore subisca un calo. Perciò bisogna prevedere un margine di criticità in vista di questa diminuzione. Il bruciamento di uranio-235 è fondamentalmente la ragione per cui si ha questo calo in reattività che non è compensato dalla produzione di nuovi isotopi fissili ad esempio dall'interazione dei neutroni con l'uranio-238. La quantità di atomi persa in funzione del tempo può essere prevista tramite l'utilizzo dell'equazioni di Bateman, il cui modello è mostrato nella sezione 3.1.1.

Appunto questo tipo di calcolo è stato utilizzato per valutare quanto il k_{eff} effettivo risultasse alla fine dei 10 anni. Più che il tempo, si preferisce misurare lo stato di avanzamento usando il burnup $\left[\frac{MW \text{ days}}{kgU} \right]$, in cui al numeratore viene inserita la potenza termica del reattore (i.e. 0.5 MW) e i giorni di lavoro, mentre al denominatore i kilogrammi di metalli pesanti, nel nostro caso Uranio.

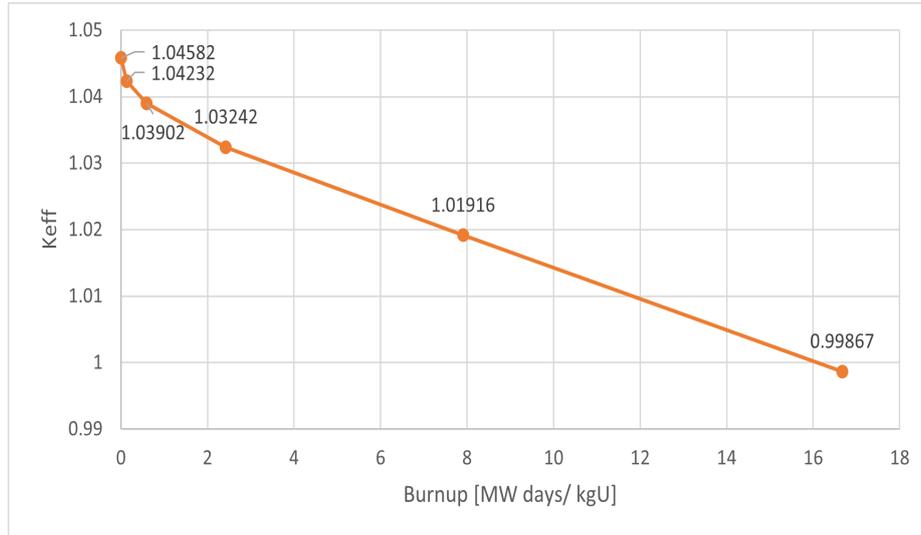


Figura 4.7: k_{eff} in funzione del Burnup

In figura 4.7 è mostrato l'andamento del k_{eff} del reattore nel tempo. Gli istanti temporali scelti sono compresi tra tempo zero e 10 anni, in particolare, da inizio vita, 30, 130, 530, 1730 e 3650 giorni. Uno dei principali obiettivi del lavoro è quello poter garantire una condizione di criticità a fine vita, e appunto una gran parte delle considerazioni prese nella progettazione del core erano indirizzate a questo fine. L'ultimo punto del grafico 4.7 indica un k_{eff} pari 0.99867. Ricordando che MCNP fornisce risultati statistici, quindi accompagnati da una deviazione standard, possiamo tranquillamente considerare la condizione di criticità soddisfatta.

Periodo	k_{eff}	Dev Std
Inizio vita	1.04295	0.00029
Fine vita	0.99867	0.00028
Δk	0.04428	

Tabella 4.6: Coefficiente criticità inizio e fine vita

Bisogna specificare che il punto di lavoro per tutto il tempo operativo deve essere nell'intorno di $k_{eff}=1$, quindi, pur essendo il reattore sovracritico per la maggior parte della vita, a questo si rimedia utilizzando un sistema di controllo della reattività, che possa essere un assorbitore o un sistema che gestisca di conseguenza le fughe dal core (e.g., tamburi rotanti). Nella tabella 4.6 viene appunto mostrata questa differenza, che è nell'intorno di quella che il sistema di controllo dovrà gestire. In stadi più avanzati questo margine chiaramente andrà a ridursi. E proprio su questo andamento del k andrà dimensionato il sistema di controllo (operazione fuori dallo scopo della tesi).

Un altro aspetto che caratterizza ogni reattore è lo spettro neutronico, un indicatore dell'energia posseduta dalla popolazione di neutroni. A seconda di come è sbilanciato, si possono identificare reattori a spettro veloce e reattori a spettro termico. Nella figura 4.8 è mostrato lo spettro del flusso normalizzato ottenuto con MCNP del nostro SNR.

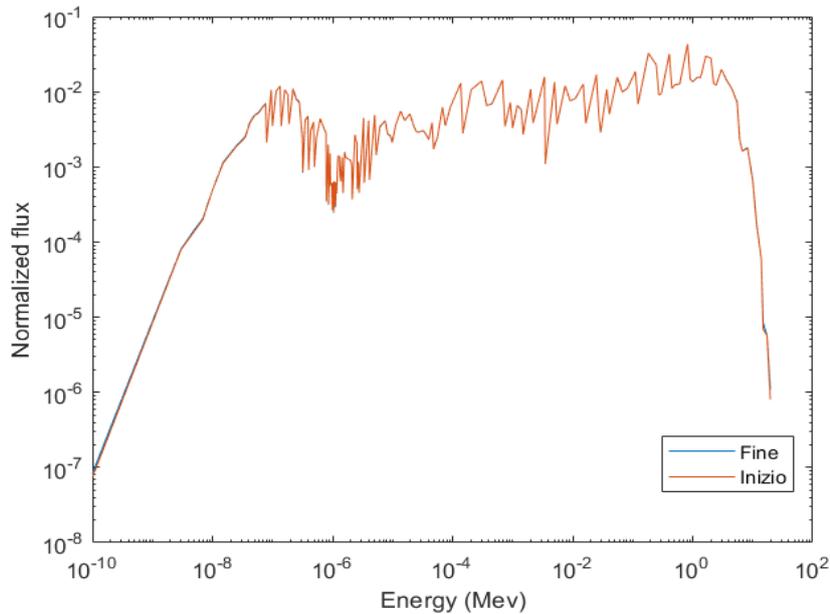


Figura 4.8: Flusso inizio e fine vita

I flussi rappresentati sono quelli di inizio e di fine vita del reattore. Nell'arco dei 10 anni non sono avvenuti cambiamenti significativi nella distribuzione tant'è che gli spettri sono praticamente sovrapponibili. Ciò che è interessante notare è come dalla figura 4.8 non si possa far cadere il nostro modello di reattore nettamente in una delle due categorie sopracitate. Infatti si ha una popolazione neutronica che si presenta in modo paragonabile agli estremi dell'asse energetico. Una distribuzione di questo tipo si potrebbe definire epitermica, in quanto non è nè marcatamente termica nè veloce.

4.2.2 Analisi Termica

Prima di impostare il calcolo per la temperatura massima, è indispensabile definire come è distribuita la potenza all'interno del core. La potenza dipende strettamente dalla distribuzione del flusso, infatti si calcola come il prodotto tra rateo di eventi di fissione e energia effettivamente disponibile per evento di fissione, che per l'uranio è circa 181 MeV.

$$P = N \cdot \sigma_f \cdot \phi \cdot E_m$$

Data la geometria del reattore è logico aspettarsi che il flusso neutronico abbia una distribuzione che si concentra nella zona centrale, in cui è minimo l'effetto delle fughe. Con l'avanzare dello stadio di bruciamento, questo effetto nelle zone centrali, si traduce in un appiattimento della distribuzione del flusso, smorzando le differenze tra centro e periferia del nocciolo. In realtà, nel nostro caso non si raggiungono alti livelli di burnup, quindi il livellamento del flusso risulta di secondo ordine. Per queste ragioni, per tutta l'operatività del reattore, le zone in cui si avrà una potenza maggiore sono quelle più prossime all'asse del nocciolo ed è qui che le analisi termiche si concentrano. Un visualizzazione grafica di ciò è utile, dunque in figura 4.9 è mostrata la densità di potenza rispetto all'effettivo volume di produzione, quindi combustibile escluse heatpipes e moderatore, per l'istante iniziale.

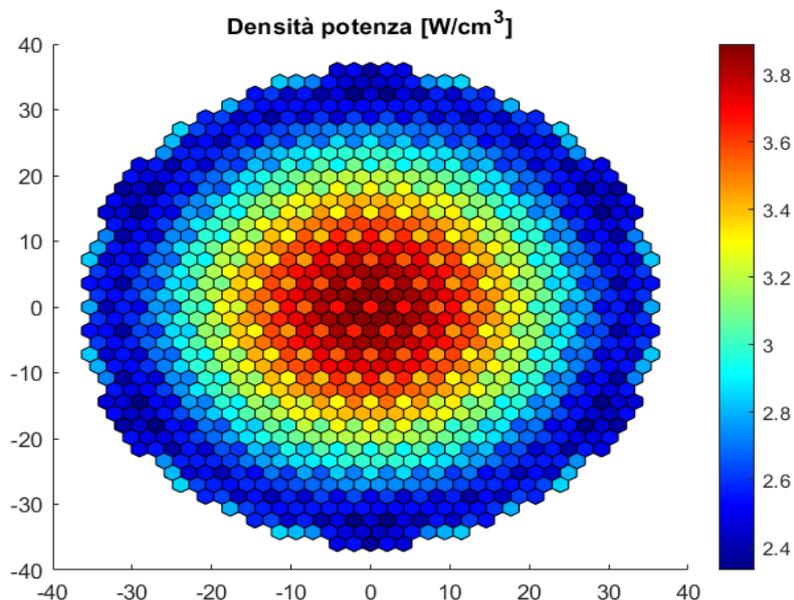


Figura 4.9: Distribuzione della densità di potenza all'istante iniziale

Come si nota, avvicinandoci alla periferia la densità di potenza cala progressivamente. Gli elementi più stressati sono i più prossimi alla heatpipe centrale. E appunto in questi che si troverà la temperatura massima.

La distribuzione di potenza ha una definizione simmetrica, cioè si ripresenta identica dividendo il reticolo in sei parti. Allora ci si può riferire a solo una delle sei sezioni, sapendo che i risultati saranno gli stessi per le altre. In particolare, le celle che interessano sono quella al centro del reticolo, quella immediatamente alla sua destra e le due soprastanti come schematizzato in figura 4.10.

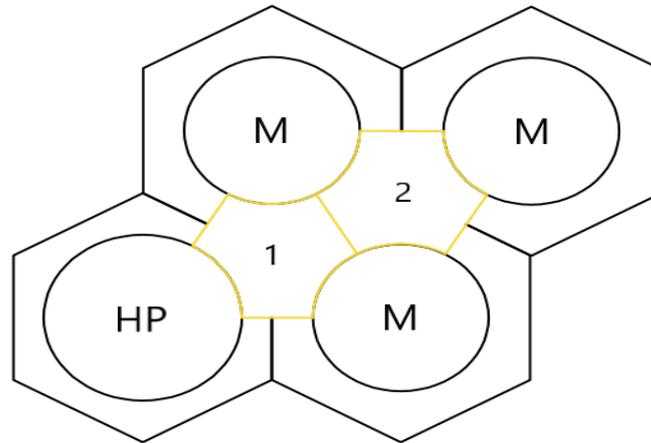


Figura 4.10: Celle per analisi termica

Sovrapposti al reticolo sono evidenziati gli elementi di combustibile 1 e 2, i quali saranno i soggetti dell'analisi termica vera e propria. La potenza generata da questi si può calcolare combinando quella delle celle che li costituiscono pesata per la porzione condivisa: essendo compresi tra tre celle e ognuna di esse contribuisce per un suo $1/6$, la potenza dell'elemento si può calcolare come $P = \frac{1}{6} \sum_i P_{cella,i}$, in cui le celle, se ci si riferisce all'elemento 1, sono quella contenete l'heatpipe e le due con moderatore, per l'elemento 2 invece la potenza è quella delle tre celle con moderatore.. Il primo dato necessario per l'analisi termica è appunto la potenza delle varie celle con la quale trovare quelle degli elementi. La potenza media sull'intera cella non permette di apprezzare l'andamento della potenza lungo l'asse, falsando l'analisi. A questo fine ogni cella è divisa in 10 sezioni assiali e per ognuna di esse viene definita la potenza prodotta, in modo da localizzare il punto più critico, che verosimilmente è nelle sezioni più centrali, e qui calcolare la temperatura.

Modello Termico

Nella sezione Metodi viene ripercorso a grandi linee l'impostazione del modello termico, senza mostrare il modello nel dettaglio. Ora che è stata introdotta la geometria e le caratteristiche del nocciolo, i procedimenti accenati possono essere declinati al nostro caso. L'analisi si svolge su due livelli di dettaglio: la prima considera una pasta omogenea da cui definire l'andamento medio del campo di temperature, la seconda riprende l'effettiva composizione del fuel compact e calcola gli spot di temperatura dovuti all'effettive zone di produzione, le TRISO. Adottiamo un approccio dal generale al particolare, quindi si inizia ipotizzando il combustibile come una pasta omogenea.

Scala Macroscopica

Gli elementi con cui lavorare sono due: l'elemento 1, affacciato all'heatpipe, e l'elemento 2, nel quale ci si aspetta il picco di temperatura, come mostrato in figura 4.10.

Partiamo ad analizzare l'elemento 1. Lo scopo è passare dalla temperatura imposta dell'heatpipe, 750 °C, a quella della superficie in comune tra i due elementi. Per farlo viene utilizzato il metodo delle resistenze termiche, e lo si applica facendo un'ipotesi semplificativa per cui l'elemento viene trattato con la formulazione di una lastra piana ai cui due estremi sono posti l'heatpipes e la superficie affacciata all'elemento 2, e l'area di scambio è presa pari alla somma di queste superfici. I cammini di flusso individuati sono tre (figura 4.11): uno che attraversa centralmente l'elemento e due periferici che passano per il moderatore.

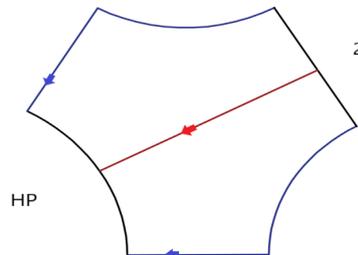


Figura 4.11: Percorsi del flusso termico nell'elemento 1

Utilizzando dunque l'analogia elettrica si ottengono tre resistenze, una per ogni percorso, in parallelo, a cavallo delle quali si hanno la temperatura dell'heatpipe T_{HP} e quella di separazione degli elementi T_1 (figura 4.12).

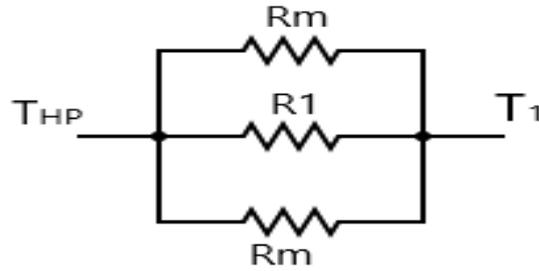


Figura 4.12: Analogia elettrica elemento 1

Le resistenze per una lastra piana sono definite come:

$$R = \frac{s}{k}$$

In cui s [m] è lo spessore, k [W/m K] è la conduttività termica, quindi R è [m² K/W]. Nello specifico per l'elemento 1 gli spessori sono le lunghezze dei percorsi del flusso. Per la resistenza R_m il flusso di calore attraversa due materiali, quindi è scomponibile in due resistenze in serie, mentre R_1 riguarda solo il combustibile.

$$R_m = \frac{l_1}{k_m} + \frac{l_2}{k_f}$$

$$R_1 = \frac{s_1}{k_f}$$

Il problema si semplifica riportandoci ad una resistenza equivalente R_{eq} calcolabile con le consuete formule delle resistenze parallele. Quindi si può scrivere:

$$T_1 - T_{HP} = R_{eq} \cdot q''$$

In cui q'' è la potenza superficiale [W/m²] che si calcola partendo dalla potenza prodotta dall'elemento 1 e rapportata alla superficie di scambio citata prima, quindi quella risultante dalla somma tra l'area affacciata all'heatpipe e l'area tra i due elementi.

Sempre nella sezione Metodi ci si riferisce a conduttività termiche dipendenti dalla temperatura, allora questa dipendenza verrà trasferita anche alle resistenze in questione. Per risolvere questo tipo di problema si utilizza un approccio iterativo:

- Ipotizzo una temperatura T_1^*

- Calcolo la resistenza media sull'intervallo

$$\overline{R_{eq}}(T) = \frac{1}{T_1^* - T_{HP}} \cdot \int_{T_{HP}}^{T_1^*} R_{eq}(T) dT$$

- Calcolo T_1

$$T_1 = T_{HP} + \overline{R_{eq}}(T) \cdot q''$$

- Si continua fino ad avere convergenza tra T_1 e T_1^* , così si ottiene la temperatura T_1 .

Ora che è nota la T_1 la si può usare come condizione al contorno per il calcolo della temperatura al centro dell'elemento 2, la massima. Il modello impostato in questo caso è diverso, l'elemento 2 lo si rende come un cilindro equivalente che conserva l'area di partenza. L'equazione di partenza per l'analisi termica è $-\nabla \cdot q'' + q''' = 0$ In cui la potenza superficiale si esplicita utilizzando la legge di Fourier $q'' = -k \nabla T$ e la potenza volumetrica si calcola come la potenza dell'elemento 2 fratto il volume del cilindro equivalente. Essendo la conduttività della pasta variabile in funzione della temperatura non la si può portare fuori dalla derivazione, ma andrà risolto anch'esso con un metodo iterativo. Iniziamo portando il problema ad una forma più aggreibile:

$$\nabla \cdot k(T) \nabla T = -q''' \rightarrow \int_V \nabla \cdot k(T) \nabla T dV = - \int_V q''' dV$$

Si utilizza il teorema della divergenza sul primo membro per ottenere un integrale di superficie,

$$\int_S k(T) \nabla T dS = - \int_V q''' dV$$

Introducendo l'ipotesi di modello monodimensionale e esplicitando superficie e volume infinitesimi per un cilindro, si ha:

$$\int_S k(T) \frac{dT}{dr} r d\theta dh = - \int_V q''' r dr d\theta dh$$

A questo punto gli integrali ai due membri si risolvono e si possono riscrivere come:

$$k(T) \frac{dT}{dr} r 2\pi H = -q''' \frac{r^2}{2} 2\pi H \rightarrow k(T) \frac{dT}{dr} = -q''' \frac{r}{2}$$

Si integra ora tra 0 e il raggio equivalente r_{eq}

$$\int_0^{r_{eq}} k(T) \frac{dT}{dr} dr = - \int_0^{r_{eq}} q''' \frac{r}{2} dr \rightarrow \int_{T_1}^{T_2} k(T) dT = q''' \frac{r_{eq}^2}{4}$$

La temperatura a parete è nota ed è la T_1 . Per il calcolo della temperatura T_2 si segue un processo iterativo analogo a quello visto per l'elemento 1.

- Ipotizzo una temperatura T_2^*
- Calcolo la conducibilità media sull'intervallo

$$\bar{k}(T) = \frac{1}{T_2^* - T_1} \cdot \int_{T_1}^{T_2^*} k(T) dT$$

- Calcolo T_2

$$T_2 = T_1 + \frac{r_{eq}^2}{4\bar{k}(T)} \cdot q'''$$

- Si continua fino ad avere una convergenza tra T_2 e T_2^* decente, così si ottiene la temperatura T_2 .

In questo modo si ottiene la temperatura al centro dell'elemento 2. Ora per valutare il picco e dunque la temperatura massima in assoluto, si considera la presenza di una particella di TRISO in questo esatto punto.

Scala Microscopica

In questo caso si considera la geometria esatta di ogni particella di TRISO, quindi bisognerà impostare per ogni strato un sistema che partendo dalla temperatura di un estremo dia quella dell'estremo opposto. Il problema da risolvere parte con la definizione del consueto sistema dell'equazione $\nabla \cdot q'' = q'''$ per poi ridefinirsi in termini di resistenze termiche. Per l'analisi si può inizialmente ipotizzare di trattare conducibilità costanti e ottenere così la formulazione finale con in termini di resistenze termiche. Soltanto in un secondo momento questa ipotesi verrà rilassata tenendo conto della dipendenza dalla temperatura per gli strati che la presentano. In questa formulazione infatti non si sfrutta più il modello di Chiew-Glandt, illustrato nella sezione Metodi, per una pasta omogenea di TRISO e matrice. Ogni singolo strato è costituito da uno specifico materiale la cui conduttività termica rispetta una legge che varia o meno dalla temperatura, come mostrato sempre nella sezione Metodi.

Prima di mostrare il procedimento è necessario introdurre la potenza volumetrica utilizzata in questo caso. Stiamo considerando una sferetta al centro dell'elemento 2, quindi il punto di partenza è la potenza volumetrica vista precedentemente. Gli

effettivi centri di potenza sono i kernel delle particelle di TRISO in cui è contenuto l'UO₂. Quindi il volume in cui si ha reale produzione di potenza è:

$$V_p = V_{cil} \cdot pf \cdot a$$

In cui V_{cil} [cm³] è il volume dell'elemento 2, pf è la packing fraction, e a è la frazione di volume occupata dal kernel all'interno di ogni TRISO. La potenza volumetrica è dunque riferita a questo volume. Ora che i vari termini sono stati esposti, viene descritto il modello.

Avendo considerato inizialmente conducibilità costante, questa può essere portata fuori dall'operatore di divergenza e si ottiene un laplaciano, che dato il caso in essere, sarà per geometria sferica. Viene mantenuta l'ipotesi di monodimensionalità. Partendo dallo strato di kernel si ha:

- Kernel

$$\begin{cases} k_k \frac{1}{r^2} \frac{d}{dr} \left[r^2 \frac{dT}{dr} \right] = -q''' \\ \frac{dT}{dr} \Big|_{r=0} = 0 \\ T(r = r_k) = T_{buf} \end{cases}$$

La soluzioni omogenea e particolare combinate danno la temperatura in funzione del raggio.

$$k_k \frac{d}{dr} \left[r^2 \frac{dT}{dr} \right] = 0 \rightarrow \left[r^2 \frac{dT}{dr} \right] = C_1 \rightarrow T_{om} = -\frac{C_1}{r} + C_2$$

$$\frac{d}{dr} \left[r^2 \frac{dT}{dr} \right] = -\frac{q'''}{k_k} r^2 \rightarrow \frac{dT}{dr} = -\frac{q'''}{3k_k} r \rightarrow T_{par} = -\frac{q'''}{6k_k} r^2$$

$$T = T_{om} + T_{par} = -\frac{C_1}{r} + C_2 - \frac{q'''}{6k_k} r^2$$

Inserendo le condizioni al contorno si ottiene che $C_1 = 0$ e $C_2 = T_{buf} + \frac{q'''}{6k_k} r_k^2$.

Allora il profilo della temperatura risulta descritto da:

$$T = T_{buf} + \frac{r_k^2 - r^2}{6k_k} q'''$$

Noi siamo interessati al massimo che sarà per $r = 0$, quindi:

$$T_k = T_{buf} + \frac{r_k^2}{6k_k} q'''$$

- Buffer

$$\begin{cases} \frac{1}{r^2} \frac{d}{dr} \left[r^2 \frac{dT}{dr} \right] = 0 \\ T(r = r_k) = T_{buf} \\ T(r = r_b) = T_{ip} \end{cases}$$

In questo caso in cui non si ha produzione interna, è più comodo utilizzare la legge di Fourier applicata allo strato.

$$\begin{cases} q'' = -k_b \frac{dT}{dr} \\ q'' = \frac{q''' V_k}{4\pi r_b^2} \end{cases}$$

In cui V_k è il volume del kernel di una particella di TRISO, $V_k = \frac{4}{3}\pi r_k^3$. Quindi risolvendo il sistema e applicando le condizioni al contorno,

$$T_{ip} = T_b - q''' V_k \frac{r_b - r_k}{r_k \cdot r_b} \frac{1}{4\pi k_b}$$

Lo stesso procedimento si applica agli altri strati in cui non si ha produzione di potenza.

- iPyC

$$T_s = T_{ip} - q''' V_k \frac{r_{ip} - r_b}{r_{ip} \cdot r_b} \frac{1}{4\pi k_{ip}}$$

- SiC

$$T_{op} = T_s - q''' V_k \frac{r_s - r_{ip}}{r_s \cdot r_{ip}} \frac{1}{4\pi k_{SiC}}$$

- oPyC

$$T_f = T_{op} - q''' V_k \frac{r_{op} - r_s}{r_{op} \cdot r_s} \frac{1}{4\pi k_{op}}$$

La T_f in realtà è nota: è la temperatura T_2 . Infatti passando alla scala eterogenea si assume che la condizione al contorno sia quella calcolata in precedenza con il modello omogeneo. Quindi, la temperatura al centro del kernel della TRISO posta sull'asse dell'elemento 2 si calcola come:

$$T_k = T_2 + q''' V_k \left(\frac{r_{op} - r_s}{r_{op} \cdot r_s} \frac{1}{4\pi k_{op}} + \frac{r_s - r_{ip}}{r_s \cdot r_{ip}} \frac{1}{4\pi k_{SiC}} + \frac{r_{ip} - r_b}{r_{ip} \cdot r_b} \frac{1}{4\pi k_{ip}} + \frac{r_b - r_k}{r_k \cdot r_b} \frac{1}{4\pi k_b} + \frac{r_k^2}{6k_k V_k} \right)$$

$$T_k = T_2 + q''' V_k (R_{op} + R_{SiC} + R_{ip} + R_b + R_k)$$

Le resistenze termiche R [K/W] da definizione inglobano la conducibilità termica. Per lo strato di SiC e l'UO₂ la dipendenza dalla temperatura si risolve utilizzando lo stesso metodo iterativo visto per la scala macroscopica.

Risultati

Introdotta il metodo utilizzato, gli hot spot in temperatura ottenuti sono mostrati nella tabella 4.7. Si è inoltre considerato come caso simulante situazioni incidentali con escursioni di potenza (inclusivo delle relative incertezze) l'applicazione di un fattore pari a 2.5 alle potenze generate negli elementi 1 e 2. Gli istanti considerati sono quelli di inizio vita e quello dopo 10 anni e la temperatura di contorno delle heatpipe è pari a 750 °C.

Tempo di riferimento	Condizioni	Condizioni
	nominali	incidentali (presunte)
Inizio vita	763.77	784.65
Fine vita	763.12	782.99

Tabella 4.7: Picchi di temperatura [°C] nocciolo

Per quanto riguarda il moderatore, il quale è soggetto a stringenti limiti di temperatura per una questione di ritenzione dell'Idrogeno, l'analisi termica risulta molto semplice. Non essendoci produzione interna, il campo di temperatura risulta piatto e pari alla temperatura imposta dall'esterno. L'elemento più critico è quello direttamente sopra all'elemento 1. Si fa un ipotesi conservativa per cui si impone su tutto il cilindro di Zr₅H₈ la temperatura T₁. In realtà sarebbe minore perchè non tutti gli elementi producono la stessa potenza, ma una sovrastima precauzionale sembra adatta per un materiale così sensibile alle temperature. I risultati sono mostrati nella tabella 4.8.

Tempo di riferimento	Condizioni nominali	Condizioni incidentali (presunte)
Inizio vita	759.14	772.94
Fine vita	758.72	771.89

Tabella 4.8: Temperatura massima [°C] moderatore

Le temperature nel reattore non raggiungono livelli tali da far temere un degradazione del moderatore, che avviene ben oltre gli 800 °C, e anche in caso di fallimento di heatpipe è prevedibile che i picchi di temperatura non aumentino di molto, grazie alla grande numero di sistemi di asportazione e le basse densità potenze in gioco.

4.2.3 Analisi Meccanica

Nel Capitolo 3, in particolari nella sezione di Analisi Meccanica, veniva introdotto il procedimento con cui calcolare la pressione massima che si generava all'interno delle TRISO. La pressione è valutata utilizzando la legge dei gas perfetti:

$$p = \frac{n \cdot R \cdot T}{V}$$

In cui n [mol] è il numero di moli di Xenon e Krypton che si generano a seguito degli eventi di fissione nell'arco di 10 anni di attività, R [cm³ Mpa/K mol] è la costante universale dei gas, T [K] è la temperatura, e V [cm³] è il volume delle porosità nello strato di buffer.

Partiamo con il calcolo delle moli di gas prodotte. Come già detto, i gas di interesse sono Xe e Kr, i quali combinati hanno una resa di produzione pari a $y = 0.28 \frac{\text{atomi}}{\text{evento fissione}}$. Per determinare gli atomi prodotti serve quindi il numero di eventi di fissione, che si determina a partire dal burnup dell'elemento considerato. Per avere un risultato cautelativo, si sceglie l'elemento con più alto livello di potenza all'istante iniziale e questo valore viene esteso per i 10 anni di operatività. In questo modo si ottiene un valore di bruciamento sovrastimato e di conseguenza anche di pressione interna generata. L'elemento di studio coincide con la sezione più critica dell'elemento 2, come avvenuto per l'analisi termica, in cui si ha potenza e temperatura massima. Il burnup viene calcolato nel modo seguente:

$$\text{Burnup} = \frac{P \cdot t}{M_U}$$

In cui P [MW] è la potenza prodotta dall'elemento, t è il numero di giorni al termine del quale si vuole calcolare il burnup (i.e. 3650) e M_U [kg] è la massa di Uranio all'interno dell'elemento. Il Burnup non è altro che un indicatore del consumo

di combustibile fatto mediante il calcolo di energia prodotta dalla fissione. E per trovare questo valore per la singola sferetta di TRISO bisogna moltiplicarlo per la massa di Uranio all'interno del kernel. Dopodichè è necessario dividere questa energia per l'energia sprigionata da un evento di fissione, $E_f = 181 \text{ MeV}$. Ricapitolando, il numero di eventi di fissione N si calcola come,

$$N = \frac{Brnp \cdot m_u}{E_f}$$

In cui m_u [kg] è la massa di uranio per kernel di TRISO. Moltiplicando N per y e dividendo il tutto per il numero di Avogadro, si ottiene il numero di moli di gas.

L'altro termine da calcolare è quello del volume. Lo strato che è atto ad espandersi a causa dei prodotti di fissione è il buffer. Però non tutto il volume è disponibile, ma solo la quota parte definita dalle porosità, che sono pari al 50 % del buffer. Dunque il volume effettivo si calcola come,

$$V = \frac{4}{3}\pi(r_b^3 - r_k^3) \cdot 0.5$$

In cui r_b e r_k sono rispettivamente il raggio del buffer e del kernel della TRISO. L'ultimo termine da specificare è la temperatura T . L'analisi viene fatta considerando la TRISO più stressata, quindi quella nell'elemento con maggiore produzione di potenza e più alta temperatura. Quindi, viene presa la temperatura massima calcolata dalle analisi termiche e si suppone sempre si mantenga la stessa da inizio vita per i 10 anni a seguire, $T = 763.77 \text{ }^\circ\text{C}$.

La pressione che si genera all'interno della particella per la formazione di gas è pari a 4.26 MPa. Per passare ad un valore di tensione si utilizza la formula:

$$\sigma = \frac{r_m \cdot p}{2t}$$

Dove r_m [cm] è il raggio medio dello strato di SiC e t [cm] è il suo spessore. Da qui risulta una tensione pari a 24.19 MPa che possiamo confrontare con quella massima per lo strato in questione $UTS_{SiC} = 350 \text{ MPa}$. Per una questione di sicurezza il valore dell'ultimate tensile strenght viene rapportato ad un coefficiente di sicurezza pari a 3.

$$\sigma = 24.19 \text{ MPa} \ll 166.7 \text{ MPa}$$

Dai risultati si vede come si abbia un ampio margine di sicurezza per quanto riguarda la rottura dello strato di SiC, garantendo un'integrità strutturale delle particelle e dunque un'ottima ritenzione dei prodotti di fissione nell'arco di vita del reattore.

4.2.4 Riassunto Nocciolo

Il nocciolo è stato definito nei suoi vari aspetti di architettura e prestazioni, nella tabella 4.9 sono mostrati i punti salienti.

Materiali		Neutronica	
Combustibile	UO ₂	k_{eff} Inizio	1.04295
Arricchimento	0.1975	k_{eff} Fine	0.99867
Tipo Combust.	TRISO	Δk	0.04428
Matrice TRISO	SiC	Analisi Termica	
Packing fraction	0.4	Combustibile	
Moderatore	Zr ₅ H ₈	T _{max} Inizio [°C]	763.77
Riflettore	BeO	T _{max} Fine [°C]	763.12
Heatpipes	Na - Haynes - SS	Moderatore	
Dimensioni		T _{max} Inizio [°C]	759.14
Tipo reticolo	Esagonale	T _{max} Fine [°C]	758.72
Lato cella [cm]	1.2	Analisi Meccanica	
Raggio mod [cm]	0.71	σ_{max} SiC [MPa]	24.19
Raggio HP [cm]	0.8		
Alt. elem [cm]	75		
N. fuel + mod	828		
N. fuel + HP	283		
N. tot celle	1111		
Raggio rifl [cm]	50		
Alt. rifl [cm]	90		
Peso			
Combustibile [kg]	560.3		
Moderatore [kg]	550.4		
Heatpipes [kg]	184.5		
Riflettore [kg]	1176.8		
Totale [kg]	2472		

Tabella 4.9: Riassunto nocciolo

Capitolo 5

Conclusioni

L'obiettivo della tesi è stato presentare un progetto concettuale di un reattore nucleare per applicazioni lunari. In particolare, lo studio si è concentrato sulla definizione del nocciolo, lasciando margini di libertà per l'impostazione dei sistemi ausiliari e di contorno.

L'elaborato pone le basi su una iniziale ricerca da cui, dopo aver definito le possibili alternative per le configurazioni, si sono analizzati vantaggi e svantaggi per un reattore destinato a funzionare in un contesto extra-terrestre. I progetti trovati in letteratura hanno fornito una preziosa panoramica delle difficoltà del caso e interessanti soluzioni su come affrontarle. Non tutte queste soluzioni potevano essere considerate valide per la nostra applicazione, quindi un lavoro di investigazione più approfondita è stato indispensabile. Non raramente è capitato di dover ri-definire le scelte prese a causa di incompatibilità o inadeguatezza al caso, applicando un metodo try-and-fail.

Definite le scelte primarie, si è passati alla costruzione di un modello, partendo da valutazioni molto elementari che fossero allineate con la direzione del progetto e servissero come base su cui lavorare. I primi calcoli sono stati fatti su modelli che assumevano ipotesi semplificative, utili ad elaborare alcuni parametri fondamentali. Queste assunzioni, grazie allo studio dei progetti passati con cui è stato possibile, in una certa misura, prevedere in che direzione avrebbero portato i dati iniziali una volta elaborati e rilassate le ipotesi, si sono confermate efficienti.

Procedendo con il lavoro, maggiori livelli di dettaglio sono stati inseriti con la conseguenza che il delineamento del sistema risultasse più completo. Le aggiunte con cui il modello è stato arricchito, dopo un primo momento in cui ci si indirizzava verso un definizione di condizioni più reali per il core, hanno iniziato a richiedere un necessario approfondimento di tematiche e argomenti non coerenti con l'obiettivo del progetto di tesi. Dunque, è risultato inevitabile compiere delle analisi di sensibility su alcuni aspetti, in modo da valutare quanto le approssimazioni adottate avrebbero pesato sull'economia del risultato finale.

L'elaborato presenta diversi tipi di calcoli e soprattutto metodologie differenti, questo a riprova della necessità di uno studio che fosse trasversale per la progettazione teorica del core. Per quanto riguarda i risultati di reattività e neutronica, il software usato è MCNP, un codice che simula calcoli di trasporto radiazioni e neutroni con un approccio stocastico. Altri calcoli, come quelli riguardanti la termica, sono stati svolti analiticamente e poi rielaborati e studiati numericamente grazie a MATLAB.

Rilevanza dello studio

Lo studio dimostra le convincenti prestazioni di un nocciolo per un SNR con un basso arricchimento (LEU) in uranio-235. Questo è un punto cardine e che rende la configurazioni più inconsueta rispetto alla maggior parte, ma che premia il progetto in vista di un futuro con politiche più rigide nei confronti di sistemi weapon-grade

in orbita. L'altro aspetto che emerge è la spinta verso una sicurezza intrinseca del reattore. Questa è ricercata su vari livelli, quella che maggiormente ha interessato il progetto riguarda i materiali. Adottando TRISO come combustibile e Carburo di Silicio come matrice, si ottiene una configurazione che risulta molto efficiente nella ritenzione dei prodotti di fissione, mitigando eventuali conseguenze incidentali. Altri accorgimenti per un modello più sicuro sono una ridondanza precauzionale di heatpipes, ma anche il design di un reattore capace di operare accoppiato a più sistemi di conversione. Infatti la flessibilità in termini di potenza prodotta dal core permette di spaziare la scelta su più sistemi, tra loro anche quelli a più basso rischio di fallimento, qualità essenziale per applicazioni extra terrestri. Nei capitoli precedenti viene introdotta la conversione termoelettrica, ma anche sistemi termoionici potrebbero risultare installabili con opportune modifiche e le giuste condizioni operative.

La progettazione del core parte dal presupposto di rispettare requisiti imposti per il tipo di missione a cui è destinato. Questi hanno a che vedere con la trasportabilità (peso e ingombro), la funzionalità (potenza, durata, modularità) e, come già detto, la sicurezza (Combustibile). La configurazione finale dimostra la realizzabilità di un reattore capace di stare nei limiti imposti e al contempo imporsi come un'interessante soluzione.

Limitazioni e studi futuri

Lo studio fornisce un buon punto di partenza per la progettazione di un reattore nucleare per un insediamento lunare, in particolare per il nocciolo. Da questo studio di base è possibile fare valutazioni in direzione di un'ottimizzazione del design. In particolare, uno dei punti che potrebbe essere ottimizzato è lo spessore degli strati di TRISO. Infatti dalle analisi meccaniche si nota come il SiC sia ampiamente 'sottostressato' e che in generale il reattore non sia sottoposto a condizioni estreme, suggerisce la possibilità di ridefinire le dimensioni e le proporzioni delle particelle. Una delle modifiche potrebbe essere appunto incrementare il raggio del kernel. Così facendo, a parità delle dimensioni globali delle TRISO, ne servirebbero di meno per ottenere la stessa massa. Oppure variare la packing fraction delle sferette all'interno della matrice. Sono tutte soluzioni interessanti che necessitano di essere analizzate nei loro effetti singoli e combinati per ottenere un punto di ottimo. Lo stesso si può dire per la percentuale di moderatore e riflettore nel nocciolo, i cui valori possono essere perfezionati in modo da trovare un compromesso che garantisca il minor peso e ingombro possibile al reattore. Questi sono tutti gradi di libertà che fornisce l'elaborato e che necessitano di essere esplorate per la messa a punto di progetto definitivo.

Per quanto riguarda i sistemi che si affacciano al core, un loro dimensionamento non è stato oggetto di approfondimenti, ma non preclude a futuri studi che indaghino sulla configurazione migliore in vista della missione. Il nocciolo in questi termini è

molto flessibile, assicurando un ottimo accoppiamento con ogni sistema di conversione presentato nel testo, che sia un ciclo Brayton, Stirling o conversione termoelettrica. Addirittura un sistema termoionico, con le opportune modifiche in architettura e condizioni di lavoro, può essere supportato. Queste decisioni però sono a discrezione dell'applicazione e della direzione progettuale del reattore.

Appendice A

Appendice


```

4      cz      0.71
5      cz      0.8
6      cz      37.5
7      pz      37.5
8      pz     -37.5
9      pz      45
10     pz     -45
11     cz      50
12     hex    0 0 35 0 0 10  1.04 0 0
13     pz     -30
14     pz     -22.5
15     pz     -15
16     pz     -7.5
17     pz      0
18     pz      7.5
19     pz      15
20     pz     22.5
21     pz      30

```

```

mode      n
kcode    25000    1.0      50      300
ksrc     0. 0. 0.
BURN     TIME = 30 100 400 1200 1920
MAT = 1 5 6 7 8 9
POWER = 0.5
BOPT = 1 -11 -1
MATVOL = 28222.464 28222.464 28222.464
         28653.11 28653.11 28653.11
OMIT = -1 9 6014 7016 8019 9018 12027 13026 13028 14027 16031
c ----- ENDF/B-VIII -----
c ---- fuel
m1 nlib=.03c
      8016 3.606271000E-02
      8017 1.373700000E-05
      8018 7.410900000E-05
      92235 3.606424000E-03
      92238 1.446885400E-02
      6012 5.898587820E-01
      14028 3.282358440E-01
      14029 1.667463600E-02
      14030 1.100490400E-02
c ----
m5 nlib=.03c
      8016 3.606271000E-02
      8017 1.373700000E-05
      8018 7.410900000E-05
      92235 3.606424000E-03
      92238 1.446885400E-02

```

```

        6012 5.898587820E-01
        14028 3.282358440E-01
        14029 1.667463600E-02
        14030 1.100490400E-02
c ----
m6 nlib=.03c
    8016 3.606271000E-02
    8017 1.373700000E-05
    8018 7.410900000E-05
    92235 3.606424000E-03
    92238 1.446885400E-02
    6012 5.898587820E-01
    14028 3.282358440E-01
    14029 1.667463600E-02
    14030 1.100490400E-02
c ----
m7 nlib=.03c
    8016 3.606271000E-02
    8017 1.373700000E-05
    8018 7.410900000E-05
    92235 3.606424000E-03
    92238 1.446885400E-02
    6012 5.898587820E-01
    14028 3.282358440E-01
    14029 1.667463600E-02
    14030 1.100490400E-02
c ----
m8 nlib=.03c
    8016 3.606271000E-02
    8017 1.373700000E-05
    8018 7.410900000E-05
    92235 3.606424000E-03
    92238 1.446885400E-02
    6012 5.898587820E-01
    14028 3.282358440E-01
    14029 1.667463600E-02
    14030 1.100490400E-02
c ----
m9 nlib=.03
    8016 3.606271000E-02
    8017 1.373700000E-05
    8018 7.410900000E-05
    92235 3.606424000E-03
    92238 1.446885400E-02
    6012 5.898587820E-01
    14028 3.282358440E-01
    14029 1.667463600E-02
    14030 1.100490400E-02

```

```

c --- Moderatore
m2 nlib=.03c
    1001  6.153840e-1
    40090  1.978850e-1
    40091  4.315400e-2
    40092  6.596200e-2
    40094  6.684600e-2
    40096  1.076900e-2
mt2    h-zrh.45t
c ---- Heat pipe
m3 nlib=.03c
    11023  6.204190000E-02
    6012  5.310800000E-03
    25055  2.882630000E-02
    15031  2.912000000E-04
    16032  1.336000000E-04
    16033  1.100000000E-06
    16034  6.000000000E-06
    14028  1.169880000E-02
    14029  5.964000000E-04
    14030  3.933000000E-04
    24050  9.732800000E-03
    24052  1.896774000E-01
    24053  2.150280000E-02
    24054  5.432300000E-03
    28058  2.972608000E-01
    28060  1.143646000E-01
    28061  5.238100000E-03
    28062  1.571420000E-02
    28064  3.928600000E-03
    7014  2.674400000E-03
    7015  9.800000000E-06
    26054  1.042760000E-02
    26056  1.650434000E-01
    26057  3.775500000E-03
    26058  5.394000000E-04
    74180  3.760000000E-05
    74182  8.312600000E-03
    74183  4.488800000E-03
    74184  9.611300000E-03
    74186  8.918000000E-03
    42092  1.247500000E-03
    42094  7.856000000E-04
    42095  1.360000000E-03
    42096  1.431300000E-03
    42097  8.243000000E-04
    42098  2.094100000E-03
    42100  8.431000000E-04

```

```

13027 5.34320000E-03
57139 8.15000000E-05
c ---- Riflettore Be0
m4      nlib=.03c
        8016 4.98785e-1
8017 1.90000e-4
8018 1.02500e-3
        4009 5.00000e-1
mt4     be-beo.45t  o-beo.45t
c -----
totnu
prtmp   j   999999
print  -128
f4:n 19 (23 24 25)
e4  1.0000E-10  3.0000E-09  5.0000E-09  6.9000E-09
    1.0000E-08  1.5000E-08  2.0000E-08  2.5000E-08
    3.0000E-08  3.5000E-08  4.2000E-08  5.0000E-08
    5.8000E-08  6.7000E-08  7.7000E-08  8.0000E-08
    9.5000E-08  1.0000E-07  1.1500E-07  1.3400E-07
    1.4000E-07  1.6000E-07  1.8000E-07  1.8900E-07
    2.2000E-07  2.4800E-07  2.8000E-07  3.0000E-07
    3.1450E-07  3.2000E-07  3.5000E-07  3.9100E-07
    4.0000E-07  4.3300E-07  4.8500E-07  5.0000E-07
    5.4000E-07  6.2500E-07  7.0500E-07  7.8000E-07
    7.9000E-07  8.5000E-07  8.6000E-07  9.1000E-07
    9.3000E-07  9.5000E-07  9.7200E-07  9.8600E-07
    9.9600E-07  1.0200E-06  1.0350E-06  1.0450E-06
    1.0710E-06  1.0970E-06  1.1100E-06  1.1230E-06
    1.1500E-06  1.1700E-06  1.2350E-06  1.3000E-06
    1.3375E-06  1.3700E-06  1.4400E-06  1.4750E-06
    1.5000E-06  1.5900E-06  1.6700E-06  1.7550E-06
    1.8400E-06  1.9300E-06  2.0200E-06  2.1000E-06
    2.1300E-06  2.3600E-06  2.5500E-06  2.6000E-06
    2.7200E-06  2.7679E-06  3.3000E-06  3.3807E-06
    4.0000E-06  4.1293E-06  5.0435E-06  5.3464E-06
    6.1601E-06  7.5240E-06  8.3153E-06  9.1898E-06
    9.9056E-06  1.1224E-05  1.3710E-05  1.5928E-05
    1.9455E-05  2.2603E-05  2.4981E-05  2.7608E-05
    3.0511E-05  3.3720E-05  3.7267E-05  4.0169E-05
    4.5517E-05  4.8252E-05  5.1578E-05  5.5595E-05
    6.7904E-05  7.5674E-05  9.1661E-05  1.3674E-04
    1.4863E-04  2.0399E-04  3.0432E-04  3.7170E-04
    4.5400E-04  6.7729E-04  7.4852E-04  9.1424E-04
    0.0010  0.0012  0.0014  0.0015
    0.0020  0.0022  0.0034  0.0035
    0.0050  0.0055  0.0075  0.0091
    0.0111  0.0150  0.0166  0.0248
    0.0274  0.0293  0.0370  0.0409

```

```

0.0552    0.0674    0.0823    0.1111
0.1228    0.1832    0.2472    0.2732
0.3020    0.4076    0.4505    0.4979
0.5502    0.6081    0.8209    0.9072
1.0026    1.1080    1.2246    1.3534
1.6530    2.0190    2.2313    2.4660
3.0119    3.6788    4.4933    5.4881
6.0653    6.7032    8.1873    10
11.6183   13.8403   14.9183   17.3325
19.6403
sd4 1 1
c
f7:n 19
sd7 1
c
f17:n ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [0 0:17 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [1 0:16 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [2 0:16 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [3 0:15 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [4 0:15 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [5 0:14 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [6 0:13 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [7 0:12 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [8 0:12 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [9 0:11 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [10 0:10 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [11 0:9 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [12 0:8 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [13 0:6 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [14 0:5 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [15 0:4 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [16 0:2 0] < 19)
      ((2 3 4 6 7 8 10 11 12 14 15 16 ) < 18 [17 0 0] < 19)
fs17 -13 -14 -15 -16 -17 -18 -19 -20 -21 T
sd17 1 2232r
c
fmesh54:n geom= cyl
        origin= 0, 0, -37.5
        axs=0, 0, 1
        vec=1, 0, 0
        iints= 150 120 120
        imesh= 20 30 37.5
        jints= 10
        jmesh= 75
        kints= 360
        kmesh= 1
fm54 -1 0 -6 -8
c

```

Bibliografia

- [1] A. J. Colozza, «Small Lunar Base Camp and In Situ Resource Utilization Oxygen Production Facility Power System Comparison, NASA/CR—2020-220368,» 2020. indirizzo: <http://www.sti.nasa.gov> (cit. a p. 13).
- [2] M. M. Cohen, «Selected precepts in lunar architecture,» 2002 (cit. alle pp. 11, 15).
- [3] M. Kaczmarzyk e M. Musiał, «Parametric study of a lunar base power systems,» *Energies*, vol. 14, 4 feb. 2021. DOI: 10.3390/en14041141.
- [4] Z. K. B. Power, M. A. Vranis, A. Zavoico, S. F. B. Nevada, L. Vegas e N. B. Manners, «Power System Concepts for the Lunar Outpost: A Review of the Power Generation, Energy Storage, Power Management and Distribution (PMAD) System Requirements and Potential Technologies for Development of the Lunar Outpost,» 2006. indirizzo: <http://www.sti.nasa.gov> (cit. a p. 14).
- [5] G. I. Petrov, D. Inocente, M. Haney et al., «Moon Village Reference Masterplan and Habitat Design,» *49th International Conference on Environmental Systems ICES-2019-280*, lug. 2019.
- [6] G. H. Heiken, D. T. Vaniman e B. M. French, *Lunar sourcebook : a user's guide to the Moon*. Cambridge University Press, 1991, pp. 27–60.
- [7] M. J. Harrell, G. S. Schroeder e S. A. Daire, *Lunar Environment, Overview*. Springer International Publishing, 2021, pp. 1–23. DOI: 10.1007/978-3-319-09575-2_15-1.
- [8] A. Delamare, L. Klicker, P. Lupion e L. Stillman, «Lunar Base Construction and Layout.» indirizzo: https://www.kth.se/polopoly_fs/1.1026199.1604658646!/BlueGroup2Report.pdf.
- [9] E. de Hass, «Radioactive isotope fueled thermoelectric generators for space missions,» Technische Hogeschool Eindhoven, 1964. DOI: 10.6100/IR127540. indirizzo: <https://doi.org/10.6100/IR127540>.

- [10] R. Dabrowski, «U.S.–Russian Cooperation in Science and Technology: A Case Study of the TOPAZ Space-Based Nuclear Reactor International Program,» *Connections: The Quarterly Journal*, vol. 13, pp. 71–87, 1 2013. DOI: 10.11610/connections.13.1.05.
- [11] M. Kambe, H. Tsunoda, K. Mishima e T. Iwamura, «Rapid-L Operator-Free Fast Reactor Concept Without Any Control Rods,» *Nuclear Technology*, vol. 143, n. 1, lug. 2003. indirizzo: <https://www.osti.gov/biblio/20837762>.
- [12] R. A. Johnson, W. T. Morgan e S. R. Rocklin, «Design, ground test and flight test of SNAP 10A, first reactor in space,» *Nuclear Engineering and Design*, vol. 5, n. 1, pp. 7–21, 1967. DOI: [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(67\)90074-X](https://doi.org/10.1016/0029-5493(67)90074-X). indirizzo: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/002954936790074X>.
- [13] D. I. Poston, M. A. Gibson, T. Godfroy e P. R. McClure, «KRUSTY Reactor Design,» *Nuclear Technology*, vol. 206, pp. 13–30, sup1 giu. 2020. DOI: 10.1080/00295450.2020.1725382.
- [14] S. S. Voss, «TOPAZ II system description, LA-UR-94-4; CONF-940214-7 ON: DE94006230; TRN: 94:003579,» mar. 1994. indirizzo: <https://www.osti.gov/biblio/10120556>.
- [15] J. Susnir e T. Harman, «SNAP 10A reactor design summary, NAA-SR-Memo-8679,» dic. 1963. DOI: 10.2172/4476722. indirizzo: <https://www.osti.gov/biblio/4476722>.
- [16] «The Soviet Space Nuclear Power Program-TOPAZ,» 1991. indirizzo: <https://www.archives.gov/files/declassification/isicap/pdf/2011-099-doc01.pdf>.
- [17] R. N. Morris, D. A. Petti, D. A. Powers e B. E. Boyack, *TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents: Main Report NUREG/CR-6844*. 2004, vol. 1, pp. 2.1–2.98 (cit. a p. 59).
- [18] P. A. Demkowicz, B. Liu e J. D. Hunn, *Coated particle fuel: Historical perspectives and current progress*, mar. 2019. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2018.09.044.
- [19] Zuhair, Suwoto, T. Setiadipura e J. C. Kuijper, «Study on the Characteristics of Effective Delayed Neutron Fraction (β_{eff}) for Pebble-Bed Reactor with Plutonium Fuel,» *Iranian Journal of Science and Technology, Transaction A: Science*, vol. 43, pp. 3037–3045, 6 dic. 2019. DOI: 10.1007/s40995-019-00772-8.

- [20] T. Taryo, Zuhair, T. Setiadipura, Suwoto e J. C. Kuijper, «Analysis of water ingress accident in the RDE core using MCNPX,» *Journal of Physics: Conference Series, the 2nd International Conference of Energy Science (ICES) 2018*, vol. 1772, feb. 2021. DOI: 10.1088/1742-6596/1772/1/012044.
- [21] A. Mazzetti, M. G. Pret, G. Pinarello, L. Celotti, M. Piskacev e A. Cowley, *Heat to electricity conversion systems for moon exploration scenarios: A review of space and ground technologies*, mar. 2019. DOI: 10.1016/j.actaastro.2018.09.025.
- [22] Z. Li, J. Sun, M. Liu, M. Lang e L. Shi, «Design of a hundred-kilowatt level integrated gas-cooled space nuclear reactor for deep space application,» *Nuclear Engineering and Design*, vol. 361, mag. 2020. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.110569.
- [23] D. G. Thombare e S. K. Verma, *Technological development in the Stirling cycle engines*, gen. 2008. DOI: 10.1016/j.rser.2006.07.001.
- [24] L. S. Mason, «A comparison of Brayton and Stirling space nuclear power systems for power levels from 1 kilowatt to 10 megawatts,» AIP Publishing, feb. 2003, pp. 1017–1022. DOI: 10.1063/1.1358045.
- [25] S. Oleson, T. Packard, E. Turnbull et al., «A Deployable 40 kWe Lunar Fission Surface Power Concept,» *Nuclear and Emerging Technologies for Space (NETS-2022)*, 2022 (cit. alle pp. 26, 27).
- [26] K. Kurosaki e S. Yamanaka, «7.12 - Neutron Reflector Materials (Be, Hydrides),» in *Comprehensive Nuclear Materials (Second Edition)*, R. J. Konings e R. E. Stoller, cur., Second Edition, Oxford: Elsevier, 2020, pp. 382–399. DOI: <https://doi.org/10.1016/B978-0-12-803581-8.11747-3>. indirizzo: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780128035818117473> (cit. a p. 56).
- [27] M. N. Cinbiz, C. N. Taylor, E. Luther, H. Trellue e J. Jackson, «Considerations for Hydride Moderator Readiness in Microreactors,» *Nuclear Technology*, 2022. DOI: 10.1080/00295450.2022.2121583.
- [28] Z. Wang, F. Liu, Z. Guo, J. Zhang, L. Wang e G. Yan, «Advance in and prospect of moderator materials for space nuclear reactors,» *International Journal of Energy Research*, vol. 45, n. 8, pp. 11493–11509, 2021. DOI: <https://doi.org/10.1002/er.6371>. indirizzo: <https://onlinelibrary.wiley.com/doi/abs/10.1002/er.6371>.

- [29] P. Nemeč e J. Hužvár, «Mathematical calculation of total heat power of the sodium heat pipe.» indirizzo: https://www.mtf.stuba.sk/buxus/docs/internetovy_casopis/2011/mimoriadne_cislo/nemec_huzvar.pdf (cit. alle pp. 69, 70).
- [30] D. J. Trump. «Memorandum on the National Strategy for Space Nuclear Power and Propulsion (Space Policy Directive-6).» (2020), indirizzo: <https://trumpwhitehouse.archives.gov/presidential-actions/memorandum-national-strategy-space-nuclear-power-propulsion-space-policy-directive-6/> (cit. a p. 26).
- [31] Z. Bahman, *Heat Pipe Applications in Fission Driven Nuclear Power Plants*. Springer Cham, 2019, pp. 161–308. DOI: <https://doi.org/10.1007/978-3-030-05882-1>.
- [32] F. B. Brown e W. R. Martin, «Stochastic geometry capability in MCNP5 for the analysis of particle fuel,» *Annals of Nuclear Energy*, vol. 31, pp. 2039–2047, 17 nov. 2004. DOI: 10.1016/j.anucene.2004.08.006 (cit. a p. 62).
- [33] W. F. Skerjanc e B. P. Collin, «Assessment of Material Properties for TRISO Fuel Particles used in PARFUME, , INL/EXT-18-44631,» 2018. DOI: <https://doi.org/10.1007/978-3-030-05882-1>. indirizzo: <http://www.inl.gov> (cit. a p. 56).
- [34] C. Folsom, C. Xing, C. Jensen, H. Ban e D. W. Marshall, «Experimental measurement and numerical modeling of the effective thermal conductivity of TRISO fuel compacts,» *Journal of Nuclear Materials*, vol. 458, pp. 198–205, 2015. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2014.12.042.
- [35] J. A. Kulesza, T. R. Adams, J. Armstrong et al., *Title: MCNP® Code Version 6.3.0 Theory User Manual*. 2022.
- [36] F. B. Brown, S. E. Carney, B. C. Kiedrowski e W. R. Martin, «Fission matrix capability for MCNP, Part I - Theory,» lug. 2013. indirizzo: <https://www.osti.gov/biblio/22212920>.
- [37] NIST, *Atomic Weights and Isotopic Compositions for All Elements*. indirizzo: https://physics.nist.gov/cgi-bin/Compositions/stand_alone.pl?ele=&ascii=html (cit. a p. 61).
- [38] Y. Guo, Z. Su, Z. Li e K. Wang, «The Super Thermal Conductivity Model for High-Temperature Heat Pipe Applied to Heat Pipe Cooled Reactor,» *Frontiers in Energy Research*, vol. 10, gen. 2022. DOI: 10.3389/fenrg.2022.819033 (cit. a p. 77).

- [39] «Conceptual Neutronic Design of Inverted Core for Lead-Bismuth Cooled Small Modular Reactor,» Seul National University, 2017. indirizzo: <https://s-space.snu.ac.kr/bitstream/10371/123541/1/000000142766.pdf> (cit. a p. 74).
- [40] *Heat Pipe Technology*. indirizzo: <https://www.boydcorp.com/resources/temperature-control/heat-pipe-technology.html> (cit. a p. 77).