

ALMA MATER STUDIORUM · UNIVERSITÀ DI BOLOGNA

Scuola di Scienze
Dipartimento di Fisica e Astronomia
Corso di Laurea in Fisica

**Il reattore nucleare TAPIRO:
valutazione dell'impatto delle sezioni d'urto
del rame sui calcoli di criticità**

Relatore:
Prof. Cristian Massimi

Presentata da:
Sofia Zalambani

Correlatore:
Dott. Patrizio Console Camprini

Anno Accademico 2022/2023

Sommario

L'energia nucleare è al centro di un dibattito che infervora molti paesi già da qualche decennio, durante il quale, nel mondo, sono stati costruiti diversi reattori che sfruttano il processo della fissione nucleare. La costruzione di queste tecnologie rappresenta ad oggi una delle vie perseguite da alcuni paesi per ottenere energia elettrica pulita. Per tale ragione, gli studi sulla progettazione dei reattori sono in continuo aggiornamento ed hanno lo scopo di realizzare strutture sempre più sicure ed efficienti, minimizzando l'impatto ambientale e sulla popolazione.

I reattori nucleari sono dispositivi alimentati da un flusso di neutroni che origina una catena di fissioni nel nocciolo. Il controllo del reattore avviene grazie alla gestione del fattore di moltiplicazione, il quale indica la disponibilità del sistema nel sostenere la reazione a catena. Conseguentemente, tale valore dipende fortemente dalla struttura del reattore e della scelta dei materiali utilizzati, a causa delle diverse reazioni che possono avvenire dall'interazione tra i neutroni incidenti e i nuclei. Per tale ragione risulta rilevante approfondire lo studio delle sezioni d'urto dei diversi elementi.

In questo contesto emerge il reattore nucleare TAPIRO, un reattore di ricerca dell'ENEA, di interesse in quanto uno dei pochi a disporre di una sorgente di neutroni con spettro veloce, prossimo a quello di fissione. Esso è caratterizzato da un altissimo arricchimento e da un riflettore realizzato in rame posto nell'intera zona adiacente al nucleo e al reattore stesso. Nella seguente analisi sono stati effettuati alcuni calcoli del fattore di moltiplicazione del reattore, modificando i dati in ingresso delle sezioni d'urto del rame costituente il riflettore. Inizialmente, si è scelta la libreria ENDF/B-VIII.0 per ricercare la corretta configurazione delle barre che portasse il reattore alla criticità e, successivamente, sono state utilizzate le librerie JEFF3.3, JENDL-5 e TENDL-2021, verificando le discrepanze osservate anche graficamente. In questo modo, si è valutato l'impatto delle sezioni d'urto sul calcolo del fattore di moltiplicazione, rilevando che anche piccole discrepanze tra le valutazioni possono discostare il reattore dalla situazione di criticità.

Capitolo 1

I reattori a fissione nucleare: il reattore TAPIRO

1.1 Il problema della produzione di energia

Le applicazioni tecnologiche dell'energia nucleare sono dai primi anni della loro invenzione, gli anni '70, al centro di un dibattito controverso che vede opporsi la volontà di sfruttare questa fonte di energia per la produzione di energia elettrica e la preoccupazione per possibili incidenti nucleari. Nonostante rappresenti una fonte sicura e pulita, accanto alle fonti rinnovabili, che hanno lo scopo di diminuire l'utilizzo dei combustibili fossili, disastri come quello di Chernobyl, avvenuto nel 1986, hanno contribuito alla nascita di forti opposizioni allo sviluppo di questa nuova tecnologia in diversi paesi come ad esempio, in Europa, Italia e Lituania. Il nucleare è però un argomento controverso anche in altri Stati membri, tra cui Belgio, Portogallo, Danimarca e soprattutto Austria [1].

Nonostante alcuni paesi si oppongano con fermezza al nucleare, altri sviluppano centrali fondamentali per la produzione di energia. Infatti, secondo l'analisi del World Nuclear Performance Report 2023 [2], i reattori nucleari nel mondo, 437 operativi, hanno generato nel 2022 esattamente 2545 TWh, ovvero più di 2500 TWh di elettricità per il sesto anno consecutivo, fornendo circa 1/4 dell'elettricità mondiale dovuta a fonti pulite. Ad esempio, nel 2022, il 21.9% dell'energia elettrica dell'Unione Europea è derivata dal nucleare, il 39.4 % da fonti rinnovabili mentre il 38.7% da combustibili fossili [3].

La quantità di energia elettrica prodotta nel mondo subisce inevitabilmente anche le decisioni politiche ed economiche dei paesi, infatti, il valore di energia elettrica prodotta nel 2022 risulta inferiore a quello dell'anno precedente a causa della chiusura di tre reattori in Germania, sei unità in Ucraina a causa della guerra e un calo di produzione in Francia. Contrariamente all'Europa, in Asia la produzione è aumentata ed i 3/4 dei reattori ad oggi in costruzione sono in Asia.

Tra i numerosi vantaggi dell'energia nucleare emerge il fattore di capacità, infatti, nonostante la costruzione di un reattore richieda in media poco meno di dieci anni, la produttività di un reattore rimane quasi costante anche superati i primi cinque anni di utilizzo. Più dei 2/3 mantengono la loro capacità superiore all'85%. Inoltre, sono tecnologie longeve, infatti reattori che hanno età superiore ai 50 anni sono ancora in funzione.

Infine, la loro efficacia è indiscutibile. Si consideri ad esempio la Francia, promotrice del nucleare e parte di un'alleanza insieme ad altri undici paesi, nei confronti della quale l'Italia si pone come paese spettatore, per lo sviluppo dell'energia nucleare in Europa. Essa dispone di ben 56 reattori con una capacità totale di 61400 MWe, che hanno permesso solo nel 2022 di evitare il rilascio di più di 200 milioni di tonnellate di carbone e quasi 150 milioni di tonnellate di gas [2].

1.2 Le tecnologie nucleari

1.2.1 Nuovi modi di ottenere energia

L'energia nucleare può essere sprigionata nelle reazioni nucleari tramite due processi opposti: la fusione e la fissione. La fusione è un processo esoenergetico per i nuclidi meno pesanti del ferro, viceversa la fissione lo è per i nuclidi successivi al ferro sulla tavola periodica. Tale differenza è dovuta all'energia di legame nucleare B , che rappresenta l'energia da fornire ad un sistema per separarlo nei suoi componenti, ovvero, nel caso di un nucleo, l'energia necessaria per portare a distanza infinita gli Z protoni e gli N neutroni, Eq. 1.1.

$$B({}_Z^A X) = [Nm_n + Zm_p - m_N({}_Z^A X_N)]c^2 \quad (1.1)$$

La dipendenza dell'energia di legame nucleare dal numero di massa A è stata studiata semi-empiricamente da Bohr nel 1935 nel contesto del modello nucleare a goccia, uno dei diversi modelli proposti negli anni volti a spiegare tale relazione e la struttura del nucleo nel suo complesso.

L'energia di legame media per nucleone B/A è un indice della stabilità del nucleo. Il suo valore aumenta rapidamente al crescere del numero atomico e raggiunge gli 8 MeV per nucleone già per i nuclidi più leggeri, successivamente si stabilizza su questo valore diminuendo leggermente per nuclei molto pesanti, come si osserva in Figura 1.1. Il ${}^{56}\text{Fe}$ è l'elemento più stabile, con un'energia di legame per nucleone superiore agli 8 MeV per nucleone, ed è questa caratteristica che determina il comportamento dei nuclidi più leggeri e più pesanti di esso, i quali tendono a reazioni di fusione o fissione rispettivamente, prelieve le giuste condizioni fisiche, per aumentare la loro stabilità.

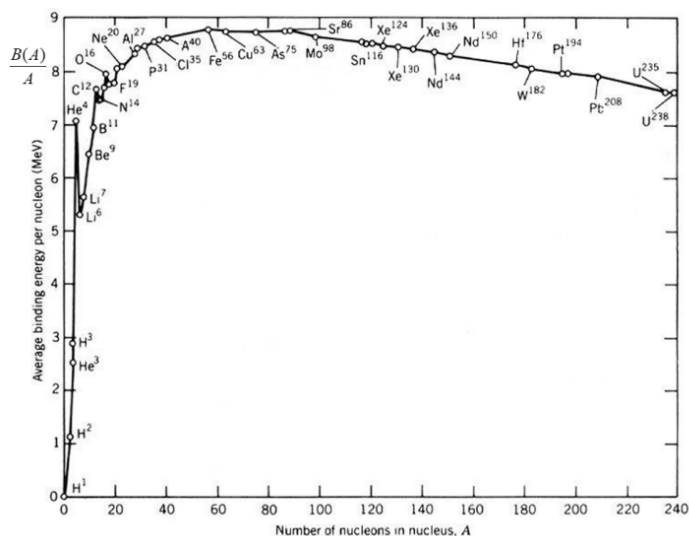


Figura 1.1: Energia di legame media per nucleone. Risaltano alcune configurazioni particolarmente stabili come ad esempio ${}^4\text{He}$ oppure ${}^{56}\text{Fe}$ [4].

La fusione Il processo di fusione è un processo esoenergetico, come appena accennato, per gli elementi più leggeri del ferro, infatti, per questi nuclei, si ha una tendenza a raggiungere la configurazione del ${}^{56}\text{Fe}$. Il prodotto della fusione è un nucleo leggero e stabile, non radioattivo, con energia di legame per nucleone maggiore rispetto ai nuclei di partenza. L'unico impedimento alla fusione è la repulsione coulombiana tra i due nuclei, che deve essere superata. Un metodo per indurre la fusione (producendo neutroni a 14 MeV) consiste nell'accelerare gli ioni leggeri 3H e 2H tramite acceleratori, in modo da fornire loro sufficiente energia cinetica per superare tale barriera. Un altro approccio, chiamato fusione termonucleare, sfrutta l'energia termica derivata dall'aumento di temperatura del sistema, che comporta una maggiore probabilità di interazione e collisione tra i nuclei [5].

La fissione La fissione nucleare è un processo che prevede il rilascio di energia a causa della rottura di un nucleo pesante in più elementi. I prodotti di un processo di fissione sono due (o tre) frammenti, ovvero nuclei solitamente instabili e alcuni neutroni. In media, al termine di un processo, considerati anche i decadimenti dei nuclei instabili, sono rilasciati 2.5 neutroni. Il processo è asimmetrico, infatti i frammenti sono spesso di massa sostanzialmente diversa e si distribuiscono secondo una curva detta "a gobba di cammello", che si può osservare in Figura 1.2.

I neutroni prodotti, invece, sono in parte emessi all'atto della fissione e sono detti neutroni pronti; in parte, detti neutroni ritardati, derivano dal decadimento dei frammenti di fissione, i quali vengono creati con un sovraccarico di neutroni, che rendono tali

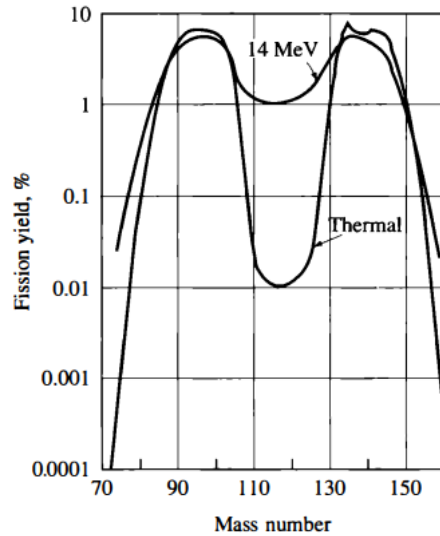


Figura 1.2: Distribuzione dei prodotti di fissione dell'uranio ^{235}U per neutroni incidenti di energia pari a 14 MeV e neutroni di energia intorno a circa 0.0253 eV (detti termici) [6].

nuclei instabili. Nonostante i neutroni pronti siano molto più energetici e distribuiti con uno spettro di energia continuo che presenta un massimo intorno a 0.73 MeV, come si può osservare in Figura 1.3, in un reattore nucleare i neutroni ritardati, meno dell' 1%, sono molto importanti, poiché aumentano i tempi di risposta del sistema e permettono perciò un efficace controllo del reattore stesso [5].

Il processo della fissione può essere spontaneo, anche se poco frequente, quando ad esempio il nucleo è particolarmente pesante e instabile; oppure può essere indotto grazie all'interazione con una particella che fornisce energia al sistema (solitamente neutroni). Nel contesto dei reattori nucleari, al fine di poter sfruttare la fissione dei nuclei di combustibile del nocciolo a seguito dell'interazione con i neutroni, è spesso necessario fornire energia al sistema, detta energia critica di fissione E_{crit} .

Alcuni nuclei, a seguito dell'assorbimento del neutrone, formano un nucleo composto con energia già superiore a quella critica, quindi non necessitano di neutroni incidenti energetici per fissionare, poiché è sufficiente l'energia a riposo del neutrone stesso. Tali nuclei sono detti fissili. Al contrario, i nuclei che fissionano solo a seguito dell'assorbimento di neutroni di energia cinetica sufficiente, sono detti fissionabili [6].

Data l'interazione tra un nucleo di elemento fissile o fissionabile e un neutrone, la probabilità che una fissione avvenga è proporzionale alla sezione d'urto di fissione del nucleo stesso.

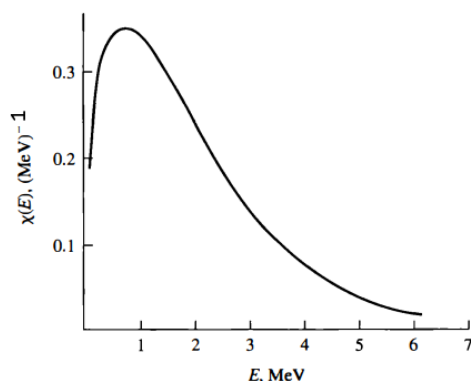


Figura 1.3: Spettro dei neutroni pronti di fissione. Il valore medio dei neutroni rilasciati è intorno ai 2 MeV, mentre il massimo corrisponde a 0.73 MeV [6].

La fissione viene utilizzata nei reattori nucleari, poiché questi, agendo da convertitori, trasformano l'energia rilasciata nel processo come energia cinetica dei prodotti di fissione in energia termica. Diventa quindi necessario distinguere l'energia totale che viene rilasciata durante il processo, rispetto a quella che può essere recuperata. La fissione, come già accennato, parte dalla rottura di un nucleo pesante con conseguente formazione dei frammenti di fissione. Durante il processo il nucleo emette raggi γ , chiamati raggi γ pronti. I frammenti prodotti, per la conservazione dell'impulso, presentano energia cinetica in relazione alla loro massa, quindi, il frammento più pesante avrà energia cinetica minore. Successivamente essi decadono emettendo raggi β , raggi γ e neutrini. Infine, parte dell'energia del sistema iniziale diventa energia cinetica dei neutroni.

Considerando la fissione di un nucleo di ^{235}U , la maggior parte dell'energia rilasciata durante la fissione diventa cinetica dei frammenti di fissione (circa 168 MeV), che viene recuperata poiché i frammenti si arrestano in circa 10^{-3}cm dal sito della fissione, perciò essa viene interamente convertita in calore. Per quanto riguarda le diverse radiazioni (circa 15 MeV totali), esse vengono recuperate poiché nessuna di queste riesce a fuggire dalla materia. Infine, la maggior parte dei neutroni rimane all'interno del sistema ed è catturata dai nuclei. Parte di questi provocherà altre fissioni, mentre una parte sarà assorbita in modo parassita dal sistema (ovvero in reazioni diverse dalla fissione). Ogni assorbimento porta alla produzione di uno o più raggi γ di cattura. Sia l'energia cinetica dei neutroni (5 MeV), sia l'energia dei raggi γ di cattura (da 3 a 12 MeV) viene recuperata. Gli unici elementi che interagiscono debolmente con la materia e riescono a fuggire dal sistema sono i neutrini, quindi la loro energia (pari a circa 12 MeV per fissione) viene persa. In conclusione, dell'energia totale emessa per fissione di un atomo di ^{235}U , pari a circa 207 MeV, in un reattore nucleare ne viene recuperata da 198 a 207 MeV, ovvero almeno l'85%.

La precedente analisi è riassunta in Tabella 1.1.

Forma	Energia emessa (MeV)	Energia recuperabile (MeV)
Frammenti di fissione	168	168
Raggi β	8	8
Raggi γ	7	7
Neutrini	12	-
Raggi γ pronti	7	7
Neutroni di fissione (cinetica)	5	5
Raggi γ di cattura		3-12
Totale	207	198-207

Tabella 1.1: Energia emessa e recuperabile dovuta alla fissione dell'isotopo ^{235}U [6].

All'interno dei reattori nucleari è possibile sfruttare il processo della fissione poiché essi presentano un nocciolo riempito di combustibile che viene sottoposto ad un flusso di neutroni. Il combustibile è costituito da elementi fissili, oppure fissionabili. Uno dei più comuni nei reattori è l'uranio.

Si possono osservare in Figura 1.4 e in Figura 1.5 le sezioni d'urto di fissione per l'uranio ^{235}U e per l'uranio ^{238}U , rispettivamente. Come si può notare, essendo la sezione d'urto dell'uranio 235 molto maggiore, a parità di energia, rispetto a quella dell'uranio 238, raggiunge anche i 7 ordini di grandezza, il primo è un elemento detto fissile, il secondo è un elemento fissionabile. Infatti, gli elementi fissionabili sono anche detti elementi a soglia, poiché necessitano di un'energia pari almeno a quella di soglia per fissionare.

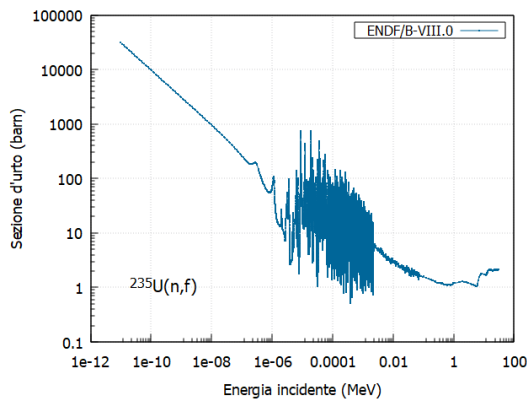


Figura 1.4: Sezione d'urto di fissione dell'isotopo dell'uranio ^{235}U [12].

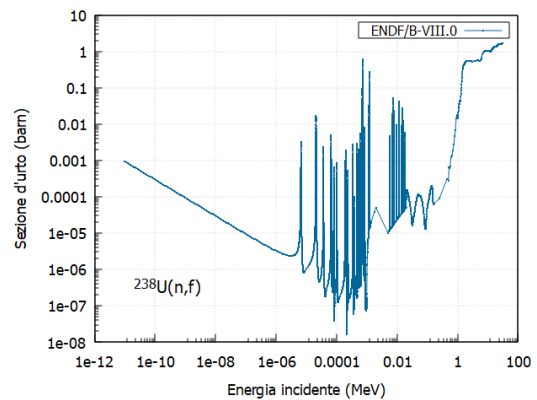
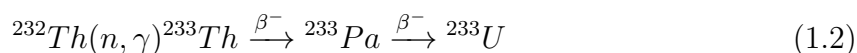


Figura 1.5: Sezione d'urto di fissione dell'isotopo ^{238}U [12].

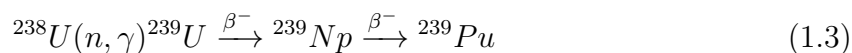
L'uranio naturale è composto solo allo 0.72 % di uranio ^{235}U , la parte restante, a parte piccole tracce di ^{234}U , è interamente ^{238}U . In alcuni reattori è possibile mantenere le reazioni a catena utilizzando l'uranio naturale; altri invece richiedono l'uranio arricchito, nel quale la concentrazione di ^{235}U viene aumentata. Utilizzando uranio naturale, la reazione a catena è più complessa da mantenere a causa del maggior numero di assorbimenti parassiti nel combustibile e ciò rende più oneroso portare il reattore alla situazione di criticità. Non tutte le interazioni nucleo-neutrone infatti hanno come risultato una fissione, maggiori dettagli sono forniti nel Capitolo 2.

Tipici valori di arricchimento per i reattori di ricerca sono del 20/30 %, mentre per i reattori di potenza si utilizzano arricchimenti molto più bassi (2/3/5 %). Ad oggi, uno degli obiettivi della ricerca è riuscire a diminuire l'arricchimento per i reattori di ricerca (sotto al 20 %), progettando sistemi che non perdano neutroni, al fine di preservare materiale, considerando anche che, essendo scarso in natura, ha un costo molto elevato.

Essendo le risorse dell'isotopo ^{235}U limitate, si è reso necessario studiare nuovi metodi per ottenere isotopi fissili (soprattutto ^{233}U e ^{239}Pu) a partire da materiali non fissili abbondanti in natura. Tale processo è chiamato conversione e i materiali utilizzati sono detti fertili. La conversione vede l'introduzione di tali materiali, come ad esempio il torio ^{232}Th , all'interno di un reattore critico, dove i nuclei sono esposti ad un flusso di neutroni. Dopo un ragionevole tempo di irraggiamento, quando a seguito dell'assorbimento dei neutroni e i necessari decadimenti β^- si ottiene un sufficiente livello di ^{233}U (processo in Eq. 1.2), si procede con l'estrazione dell'uranio dal torio tramite processi chimici (riprocessamento del combustibile).



Un processo analogo permette di ricavare l'isotopo fissile del plutonio a partire dall'isotopo dell'uranio ^{238}U , Eq. 1.3. In questo caso, è utile osservare che il processo di fertilizzazione avviene in autonomia durante le normali operazioni quando si utilizza come combustibile uranio poco arricchito. Dopo la formazione del ^{239}Pu si possono avere fissioni, oppure processi di assorbimento fino alla formazione del ^{242}Pu .



Il processo della conversione è descritto dal rateo di conversione, anche detto rateo di autofertilizzazione, calcolato come il rapporto tra il numero medio di atomi fissili prodotti in un reattore per atomo fissile di combustibile consumato. Quando tale rapporto è maggiore di 1, allora il processo è detto di autofertilizzazione, poiché il consumo di un atomo fissile porta alla produzione di più atomi fissili. Quando il reattore converte gli atomi ma senza l'effetto di autofertilizzazione è invece detto convertitore, mentre un reattore che consuma combustibile senza né convertire né autofertilizzare è detto bruciatore [6].

La fertilizzazione dei nuclei fissionabili e il bruciamento delle scorie a lunga vita, ovvero quegli elementi transuranici quali nettunio, plutonio, americio, curio, e a seguire nella serie di elementi transuranici, che vengono a crearsi nel reattore per assorbimento dei neutroni, come effetto collaterale, rappresentano oggi le due alternative disponibili volte a ridurre il consumo di uranio. Bisogna però sottolineare che, al fine di realizzare reattori con questo scopo, è necessario approfondire ulteriormente lo studio delle sezioni d'urto di tali elementi.

1.2.2 I reattori nucleari

Il primo reattore a fissione nucleare risale al 2 dicembre 1942, quando Enrico Fermi e il suo gruppo di scienziati all'università di Chicago riuscirono ad ottenere una reazione a catena auto-sostenuta, costruendo una pila di blocchi di grafite, alcuni contenenti piccole quantità di uranio, collocata su blocchi di legno ricoperti di cadmio. Negli anni lo studio delle tecnologie nucleari ha permesso di migliorare l'assetto dei reattori, partendo da quelli di prima generazione (realizzati intorno agli anni '60) fino ad arrivare a quelli di terza generazione. Ad oggi sono in funzione reattori di terza generazione e la strada è aperta verso quelli di quarta.

Componenti di un reattore nucleare Un reattore nucleare è costituito da diverse parti, ognuna finalizzata ad un preciso compito. Il cuore del reattore è il nocciolo, dove avvengono le reazioni di fissione nucleare. Esso è solitamente costituito da una miscela di materiali fissili o fissionabili, oppure fertili, che agiscono da combustibile, in quanto rappresentano il motore del reattore. La miscela può essere arricchita al fine di favorire la reazione a catena delle fissioni nucleari.

Una caratteristica tipica dei reattori di ricerca è la presenza all'interno del nocciolo di più canali sperimentali. Essi non sono altro che canali all'interno dei quali il flusso di neutroni viene utilizzato per realizzare esperimenti nel reattore, ovvero irraggiare materiali. Possono essere collocati in varie posizioni del nocciolo ed essere di diverse geometrie.

Attorno al nocciolo, oppure al suo interno, sempre nel nucleo centrale del reattore, può essere presente un moderatore, il quale ha lo scopo di moderare lo spettro dei neutroni, riducendo la loro energia media e massima. Se la moderazione è tale da portarli dalle energie di fissione ad energie intorno a poche decine di meV, allora i neutroni sono detti termici e tale processo è detto termalizzazione dei neutroni.

La moderazione avviene tramite interazioni di diffusione elastica, nelle quali i neutroni veloci prodotti all'atto della fissione collidono sui nuclei del materiale moderatore e termalizzano. Un tipico materiale moderatore è l'acqua (H_2O), oppure l'acqua pesante

(D₂O), ma anche la grafite. Tali nuclei agiscono molto bene come moderatori, infatti, al fine di abbassare velocemente l'energia dei neutroni, conviene farli collidere con elementi che abbiano massa prossima a quella dei neutroni stessi. La moderazione è un processo particolarmente utile per il mantenimento della reazione a catena, poiché la sezione d'urto di fissione dei nuclei costituenti il nocciolo è molto maggiore a basse energie. Ciò implica che a basse energie dei neutroni incidenti corrisponda una maggiore probabilità che l'interazione neutrone-nucleo origini una fissione.

Tale processo produce uno spettro di neutroni termici e comporta il rilascio di gran parte dell'energia dei neutroni al moderatore, sotto forma di energia cinetica. Il moderatore non è presente in tutti i reattori, poiché alcuni di questi, ad esempio certi reattori di ricerca, hanno lo scopo di instaurare un flusso di neutroni con spettro energetico ad alte energie, quindi il processo di moderazione sarebbe disfunzionale.

Una funzione prossima a quella del moderatore può eventualmente essere svolta anche dal circuito di refrigerazione. La funzione principale di tale circuito è il raffreddamento del sistema, utile a causa del calore accumulato nel nucleo per via delle interazioni. Lo scopo è dunque trasferire energia termica al fluido per trasformarla successivamente in energia elettrica. Se però il circuito è realizzato con un materiale moderatore (nuovamente acqua ad esempio) allora, oltre al raffreddamento, avremo come effetto secondario anche la moderazione; viceversa si può realizzare il circuito con un materiale scarsamente moderante (come ad esempio elio o azoto), in modo da evitare questo effetto se indesiderato.

Altro componente talvolta presente nei reattori nucleari è il riflettore. Esso è solitamente posto attorno al nucleo e quando possibile racchiude gran parte del reattore. Ciò è dovuto alla sua funzione. Esso infatti è costituito di materiali con cui i neutroni collidono ed hanno alta probabilità di effettuare un'interazione di scattering elastico; in questo modo, parte dei neutroni che fuggirebbe dalla superficie del nucleo è riflessa all'interno e recuperata. Chiaramente ciò non accade per tutti i neutroni incidenti sul riflettore, perché anche in questo caso c'è comunque possibilità di fuga o di avere altre interazioni.

Il controllo della catena di fissioni all'interno del nocciolo è legato alla gestione del coefficiente di moltiplicazione del reattore k , definito come il rapporto tra il numero di neutroni disponibili in una generazione, rispetto a quelli della precedente. La variazione di tale parametro è effettuata grazie all'utilizzo di barre, che possono essere di controllo, regolazione o sicurezza. Tali barre sono solitamente poste in prossimità del nocciolo e possono essere rimosse o inserite in base alla necessità. Si sottolinea, inoltre, che per il controllo del reattore le barre non sono l'unico sistema disponibile, si possono infatti utilizzare anche altri metodi per creare sistemi assorbitori, ad esempio agendo sulle proprietà del fluido refrigerante (sciogliendo boro in acqua).

Le barre di controllo e regolazione servono per aumentare o diminuire la disponibilità di neutroni all'interno del nocciolo, per questo possono essere costruite di materiale riflettente (che deve essere posto all'esterno), assorbente oppure moderatore e possono essere movimentate dall'esterno. Ad esempio, se una barra di materiale assorbente viene inserita nel nocciolo, la conseguenza sarà la diminuzione del k , chiaramente a seguito di un breve tempo di risposta del reattore. Analogamente accadrà se una barra di materiale riflettente viene rimossa. Anche in questo caso, è necessario sottolineare che le barre agiscono in questo modo come conseguenza delle interazioni che si hanno tra i neutroni e i nuclei degli atomi di cui sono costituite, ma le interazioni di interesse, ovvero diffusione elastica per il materiale riflettente e assorbimento per il materiale assorbente, non sono le uniche interazioni possibili. Per questa ragione, è interessante valutare le sezioni d'urto delle varie interazioni alle energie di interesse per un dato materiale, al fine di capire quale sia la probabilità che il materiale rispetti il comportamento atteso. Accanto ai due tipi di barre appena descritti, sono presenti nel reattore anche le barre di sicurezza. Esse sono fondamentali per la sicurezza del reattore stesso, sono infatti costruite come le precedenti, ma sono mobilitate solo in situazioni di pericolo, al fine di agire tempestivamente per abbassare il k con tempi di risposta brevi del sistema [6].

Reattori di ricerca e reattori di potenza I reattori nucleari possono essere classificati in reattori di potenza e reattori di ricerca. I reattori di potenza hanno lo scopo di produrre energia, la quale deriva dal calore che viene rilasciato nel processo della fissione e nelle interazioni successive. Maggiore è il calore prodotto, maggiore è l'energia sviluppata, per tale ragione, nei reattori di potenza il processo di moderazione è utile, poiché consente ai neutroni di giungere ad energie in cui la sezione d'urto di fissione dei materiali è maggiore. Inoltre, facilita anche la trasformazione dell'energia cinetica dei neutroni in energia termica, anche se questo effetto presenta un contributo non significativo.

Viceversa, in un reattore di ricerca, la produzione di calore è un effetto collaterale e indesiderato, poiché la rimozione di questo avviene tramite l'utilizzo del refrigerante, che potrebbe essere eventualmente realizzato con un materiale assorbente o moderatore, comportando in questi casi il degrado del flusso dei neutroni, nel primo caso di intensità, nel secondo caso degrado dello spettro. Per tale ragione, questi reattori sono solitamente realizzati con materiali che non termalizzano i neutroni, affinché lo spettro rimanga veloce e pulito.

I reattori di IV generazione Ad oggi ci sono molti progetti in fase di studio relativi alla realizzazione dei reattori di IV generazione, tuttavia, la quasi totalità dei reattori attivi nel mondo appartiene a generazioni precedenti, principalmente alla II ed alcuni alla III. Alcuni dei reattori di ricerca attivi si ripropongono tra gli obiettivi anche la validazione di codici volti alla progettazione e costruzione dei reattori di nuova generazione.

I quattro grandi obiettivi per lo sviluppo di questi sistemi sono [7]:

- **Sostenibilità:** l'energia sarà sostenibile riguardo diversi aspetti, tra cui l'obiettivo di aria pulita o la creazione di sistemi a lunga durata. Inoltre, si terrà in considerazione l'intero processo del combustibile, a partire dall'estrazione fino a giungere allo smaltimento, per ridurre i rifiuti a lunga vita, utilizzando eventualmente gli attinidi minori come combustibile.
- **Economia:** il rischio finanziario sarà compatibile a quello di altri sistemi, inoltre, si disporrà di un vantaggioso e chiaro piano economico dell'intero progetto.
- **Sicurezza e affidabilità:** si vuole raggiungere una probabilità molto bassa di danneggiare il nocciolo ed aumentare la sicurezza, ad un livello tale da poter eliminare il bisogno di risposte emergenziali fuori dal sito.
- **Resistenza alla proliferazione e protezione fisica:** si vogliono rendere poco desiderabili i materiali per la produzione di armi e incrementare la protezione contro gli atti di terrorismo.

Sulla base di questi criteri, sono stati scelti sei sistemi, attualmente in fase di sviluppo tecnologico, di cui tre reattori a spettro veloce, raffreddati a sodio, piombo ed elio, per chiudere il ciclo del combustibile con la trasmutazione degli attinidi e tre reattori termici.

1.2.3 Il reattore TAPIRO

Il reattore nucleare TAPIRO è un reattore a fissione di ricerca, utilizzato come sorgente di neutroni veloci. Si trova nel centro di ricerca Casaccia dell'ENEA, vicino a Roma.

ENEA L'ENEA, nata negli anni '60, è l'agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile. Svolge attività di ricerca presso 9 centri di ricerca, tra cui uno presso Bologna e uno presso Casaccia, e 5 laboratori. Il dipartimento fusione e tecnologie per la sicurezza nucleare di Casaccia permette un'attività di ricerca nel settore della fissione nucleare, in particolare, ponendo attenzione sullo sviluppo di sistemi nucleari avanzati, tecniche per la caratterizzazione radiologica dei materiali nucleari, smaltimento dei rifiuti, modellistica del sistema reattore e tecnologia di irraggiamento per la produzione di radiofarmaci. I due reattori nucleari del centro ENEA a Casaccia, nonché principali reattori di ricerca nazionali, sono TRIGA-RC1 e RSV-TAPIRO [8].

Il reattore Il reattore di ricerca TAPIRO deve il suo nome all'acronimo TARatura Pila Rapida Potenza ZerO, che racchiude le sue caratteristiche identificative. Esso è infatti una sorgente di neutroni veloci (pila rapida), con spettro ad alte energie. Al suo flusso

neutronico al livello più alto, corrisponde un potere termico massimo di 5 kW a cui il reattore può operare, valore basso rispetto ad altri reattori, ragione del termine potenza zero [9].

Il nocciolo del reattore è cilindrico, con un diametro di soli 120 mm. All'interno presenta il combustibile costituito da una lega di Uranio-Molibdeno (peso 98.5% Uranio - 1.5% Molibdeno) con densità pari a 18.5 g/cm^3 [9]. L'arricchimento è pari al 93.5% di ^{235}U , valore molto alto rispetto ai tipici reattori di ricerca.

Il valore più alto del flusso neutronico, pari a circa $4 \cdot 10^{12} \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ è disponibile al centro del nocciolo e decresce allontanandosi da questo per entrare nella zona del riflettore. Lo spettro del TAPIRO al centro del nocciolo si può osservare in Figura 1.6. Esso è un tipico spettro di neutroni pronti di fissione, che presenta il suo massimo attorno a 820 keV.

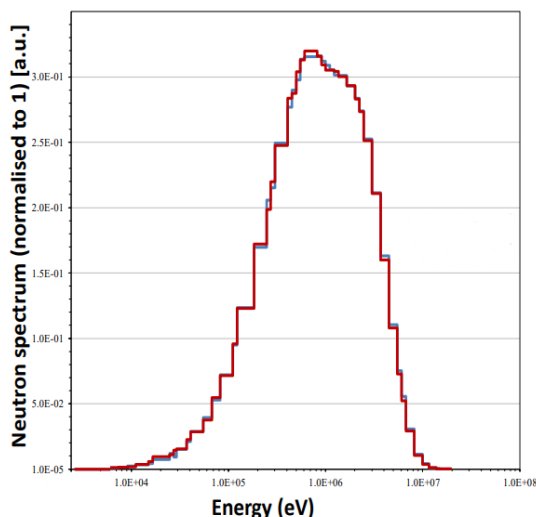


Figura 1.6: Spettro energetico dei neutroni del TAPIRO al centro del nucleo, valutato da due diversi codici di calcolo [10].

Nella realizzazione del TAPIRO si è costruito un sistema che avesse l'obiettivo di perdere il minor numero possibile di neutroni, ovvero un sistema dotato di una forte capacità di recupero. Ciò è stato possibile grazie all'utilizzo di diversi riflettori, parte fondamentale per questo reattore, costituiti in rame e disposti in ogni zona circostante al nocciolo. Si distinguono infatti un riflettore fissato sopra al nocciolo, uno mobile, un riflettore interno ed uno esterno. Tali riflettori sono tutti di forma cilindrica per un raggio complessivo pari a circa 40 cm.

Il circuito di refrigerazione è stato realizzato con circolazione forzata di gas elio. La scelta di questo elemento non è casuale, poiché, essendo l'elio un gas molto rarefatto,

svolge la sua funzione di refrigerante senza comportarsi come moderatore. Si sottolinea che nel reattore TAPIRO non è presente un moderatore, perché ciò che si vuole ottenere è uno spettro di neutroni veloci, prossimo allo spettro di fissione. La moderazione, infatti, modifica lo spettro e lo degrada, abbassando la velocità dei neutroni, effetto in questo caso indesiderato.

Sono presenti tre canali sperimentali (2 radiali e uno diametrale) e 1 canale tangenziale. Come ogni reattore, il TAPIRO presenta dispositivi di controllo: in questo caso si tratta di due barre di sicurezza, a cui sono aggiunte due barre di calibrazione e una di regolazione, tutte realizzate in rame e posizionate in cavità all'interno del riflettore interno.

Oltre alle barre appena descritte, il reattore dispone di un altro sistema di sicurezza molto efficace: in caso di pericolo (ovvero rapido aumento del fattore di moltiplicazione, di cui si parlerà in seguito) il reattore può sganciare la parte inferiore del nocciolo lasciandola cadere. Ciò comporta un rapido aumento della superficie, ovvero un maggior numero di neutroni che possono fuggire e non essere quindi disponibili per le fissioni e, allo stesso tempo, la diminuzione del combustibile disponibile. Si può osservare in Figura 1.7 e Figura 1.8 la struttura del reattore appena descritto.



Figura 1.7: Foto del reattore TAPIRO [9], si veda la Figura 1.8 per uno schema delle componenti del reattore.

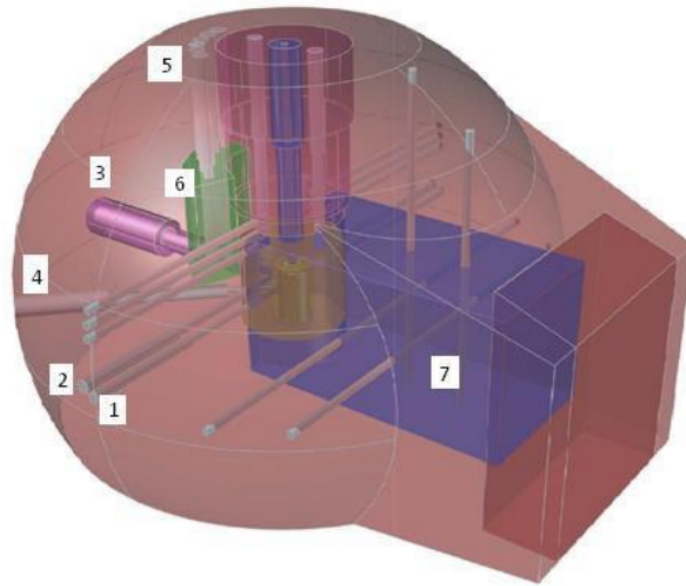


Figura 1.8: Componenti del reattore TAPIRO: 1) Canale diametrale, 2) Canale tangenziale, 3) Canale radiale 1, 4) Canale radiale 2, 5) Canali rilevatori, 6) Paraffina 7) Colonna termica [9].

Attività Il reattore TAPIRO è ad oggi attivo nel campo della ricerca applicata, si ha infatti la possibilità di effettuare numerose esperienze grazie ai diversi canali sperimentali e al flusso di neutroni veloci che produce. Tra queste si studia l'irraggiamento dei materiali, come ad esempio l'analisi del danneggiamento indotto da neutroni veloci su fotodiodi a valanga o sui dispositivi elettronici utilizzati per l'aerospazio.

Nel campo della medicina nucleare si sono effettuate sperimentazioni per la BNCT (Boron Neutron Capture Therapy) per il trattamento di alcuni tipi di tumori cerebrali.

Inoltre, grazie all'Analisi per Attivazione Neutronica, è stato possibile studiare numerosi materiali attraverso neutroni termici epitermici, e negli ultimi anni le attività presso il TAPIRO sono state finalizzate anche alla caratterizzazione radiologica.

Tra le altre attività, sono stati eseguiti test per la validazione dei codici neutronici di supporto allo studio dei sistemi nucleari di IV generazione.

In particolare, grazie ai calcoli preliminari del flusso di neutroni, valutato in diverse posizioni all'interno del reattore, è stato possibile valutare i ratei per le reazioni di assorbimento e fissione di alcuni attinidi minori, ovvero isotopi ^{235}U e ^{238}U dell'uranio, ^{239}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu del plutonio, l'isotopo ^{237}Np del nettunio, ^{241}Am e ^{243}Am dell'americio e infine il ^{243}Cm , ^{244}Cm e ^{245}Cm del curio [10]. In questo modo è stato possibile ottenere precisione maggiore nel calcolo delle sezioni d'urto microscopiche relative alla cattura e alla fissione degli attinidi minori appena citati.

Capitolo 2

L'interazione tra i neutroni e la materia e il bilancio neutronico all'interno di un reattore

2.1 Interazione dei neutroni con la materia

I neutroni sono particelle neutre che interagiscono con la materia tramite reazioni nucleari di diverso tipo. Una reazione nucleare conserva:

- Energia: dove l'energia totale iniziale è data dall'energia cinetica delle particelle e dalla loro massa a riposo e analogamente vale per l'energia totale delle particelle prodotte. La differenza tra le masse a riposo delle particelle finali e iniziali è il *Q-valore* della reazione.
- Quantità di moto: la quantità di moto complessiva delle particelle interagenti è conservata nelle particelle prodotte.
- Nucleoni: il numero totale di nucleoni, dato dalla somma di protoni e neutroni deve essere conservato.
- Carica: la somma delle cariche delle particelle prima e dopo la reazione deve essere mantenuto.
- Parità: nell'interazione viene conservata la parità complessiva delle particelle.
- Momento angolare totale: viene conservato il momento angolare totale delle particelle.

Per ogni interazione si ha un canale di reazione di ingresso ed uno di uscita, quest'ultimo detto aperto se la reazione nelle date condizioni può avvenire. Le interazioni

possibili dipendono fortemente dall'energia fornita al sistema; infatti, le reazioni con Q -valore positivo possono avvenire senza necessità di fornire energia al sistema, a differenza di quelle con Q -valore negativo per le quali è necessario fornirla, per esempio tramite neutroni incidenti di energia cinetica non nulla. In prima approssimazione, tale energia è all'incirca uguale all'energia di soglia della reazione. Le interazioni di interesse nel reattore TAPIRO sono:

- urto elastico (n, n) ;
- urto anelastico (n, n') ;
- cattura radiativa (n, γ) ;
- urto con produzione di particella alfa nel canale di uscita (n, α) ;
- urto con produzione di protone nel canale di uscita (n, p) .

La probabilità di una data interazione è proporzionale alla sezione d'urto microscopica del processo σ , misurata in barn (con $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$) e proprietà intrinseca del materiale. Viene invece detta sezione d'urto macroscopica la grandezza Σ , calcolata come $\Sigma = \sigma \cdot n$, dove n è la densità atomica del materiale espressa in atomi per unità di volume (cm^3).

Considerando un fascio collimato di neutroni che collide contro un bersaglio di materiale, si possono valutare le interazioni grazie all'utilizzo di rivelatori. In particolare, analizzando il fascio di neutroni uscente rispetto a quello incidente si trova la sezione d'urto totale σ_{tot} , la quale è data dalla somma di tutte le sezioni d'urto dei processi avvenuti. La valutazione della sezione d'urto di ogni interazione richiede invece appositi rivelatori in base al processo.

Inoltre, quando sono utilizzati fasci di neutroni non mono-energetici, è necessario anche il calcolo del tempo di volo dei neutroni al fine di distinguere i prodotti delle reazioni avvenute a diverse energie [11].

In letteratura si possono trovare i dati sperimentali delle sezioni d'urto microscopiche dei diversi elementi e le librerie presso il database dell'*International Atomic Energy Agency*. Le librerie sono valutazioni indipendenti dei dati sperimentali, create dall'analisi dei diversi set di dati sperimentali con modelli teorici sviluppati dai team di ricerca. Alcune delle maggiori librerie sono: ENDF/B-VIII.0 (USA, 2018), JEFF-3.3 (Europe, 2017), JENDL-5 (Japan, 2021) e TENDL-2021 (TALYS 2021).

2.1.1 Interazioni nel TAPIRO

All'interno del reattore TAPIRO le interazioni tra i neutroni uscenti dal nocciolo e i nuclei di rame di cui è costituito il riflettore giocano un ruolo interessante nel calcolo del

k, in quanto diminuiscono la perdita di neutroni dalla superficie. Non tutti i neutroni però vengono riflessi dai nuclei tornando nel nocciolo, infatti si possono verificare diverse reazioni.

È importante ricordare che il rame naturale è costituito per il 69.15% dall'isotopo ^{63}Cu e per il 30.85% dall'isotopo ^{65}Cu .

Analizzando il caso del rame ^{63}Cu si può osservare in Figura 2.1 la sezione d'urto totale σ_{tot} valutata dalle maggiori librerie. Tale sezione d'urto è data dalla somma delle sezioni d'urto dei canali di reazione aperti in funzione dell'energia incidente nell'intervallo 10^{-5} MeV - 10 MeV. Come era prevedibile, si notano differenze tra le valutazioni.

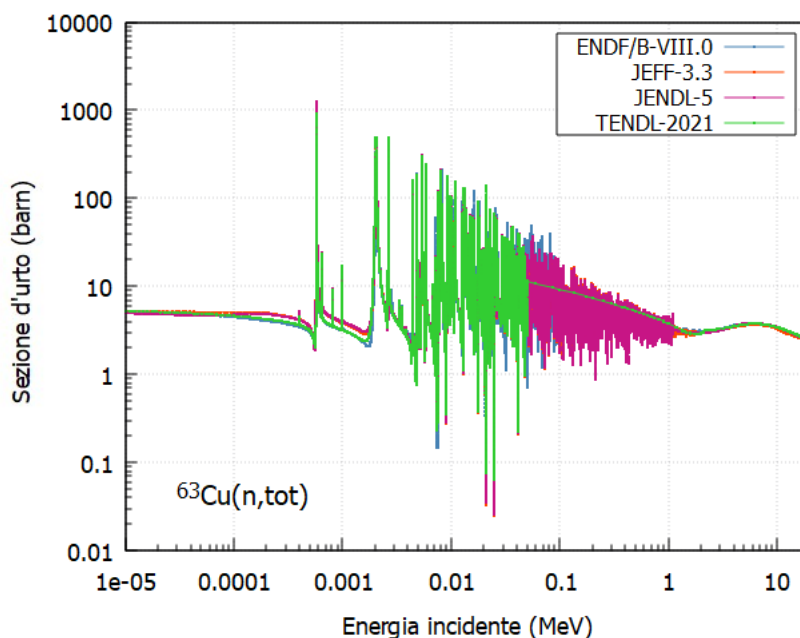


Figura 2.1: Sezione d'urto totale per il sistema $n+^{63}\text{Cu}$ [12].

L'interazione di un neutrone con un nucleo di rame ^{63}Cu può portare alla formazione di un nucleo composto di rame ($^{64}\text{Cu}^*$), che può emettere nuovamente il neutrone tornando allo stato fondamentale, realizzando così un urto elastico (Eq. 2.1); oppure può decadere emettendo fotoni, reazione chiamata cattura radiativa (Eq. 2.2).



Se l'energia cinetica del neutrone incidente è tale da permettere al rame di popolare il primo stato eccitato, corrispondente a 669.93 keV (il secondo stato eccitato corrisponde

a 962.02 keV e il terzo a 1326.76 keV) [14], oltre alle due reazioni appena descritte si ha anche la possibilità di avere un urto anelastico, con emissione di un neutrone e successivo ritorno allo stato fondamentale associato ad una transizione elettromagnetica (Eq. 2.3).



Se l'energia è tale da popolare un livello eccitato sufficientemente energetico, può avvenire l'emissione di un nucleo dell'atomo di elio, configurazione particolarmente stabile come si evince dall'elevata energia per nucleone (vedi Fig. 1.1), tramite decadimento α (Eq. 2.4), oppure l'emissione di un protone (Eq. 2.5).



In Tabella 2.1 sono riassunti i *Q-valori* delle reazioni appena descritte e le rispettive soglie energetiche. In Figura 2.2 e Figura 2.3 sono invece poste a confronto le sezioni d'urto della libreria ENDF/B-VIII.0.

Prodotti della reazione	<i>Q-valore</i> (keV)	Soglia energetica (keV)
${}^{63}\text{Cu} + n$	0	0
${}^{64}\text{Cu} + \gamma$	7915.9 ± 0.6	0
${}^{60}\text{Co} + \alpha$	1717.0 ± 0.6	0
${}^{63}\text{Ni} + p$	715.4 ± 0.6	0

Tabella 2.1: *Q-valori* e soglie energetiche delle possibili reazioni a partire dall'interazione tra ${}^{63}\text{Cu}$ e un neutrone. L'urto anelastico ed elastico sono considerati insieme poiché comportano entrambi il rilascio di un neutrone, nonostante il primo richieda almeno 669.93 keV per avvenire [13].

Come si può osservare, coerentemente con i valori delle energie di soglia, alle energie di interesse per il reattore TAPIRO (spettro con picco a 820 keV) gli unici canali aperti sono il canale elastico, anelastico e, seppur con bassissima probabilità, la cattura radiativa. A queste energie le interazioni che prevedono l'emissione di particella α e l'emissione di protone non sono rilevanti.

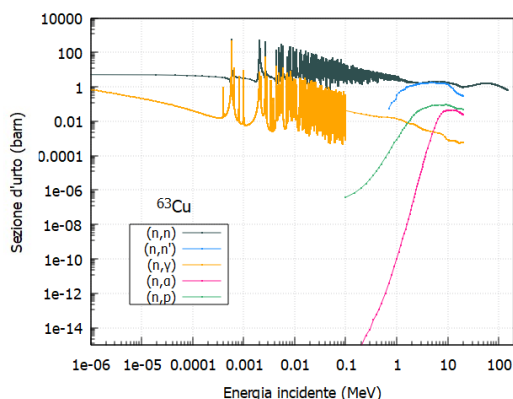


Figura 2.2: Confronto delle sezioni d'urto della libreria ENDF/B-VIII.0 per le interazioni elastica, anelastica, di cattura radiativa, con emissione α e con emissione di protone per il rame ^{63}Cu [12].

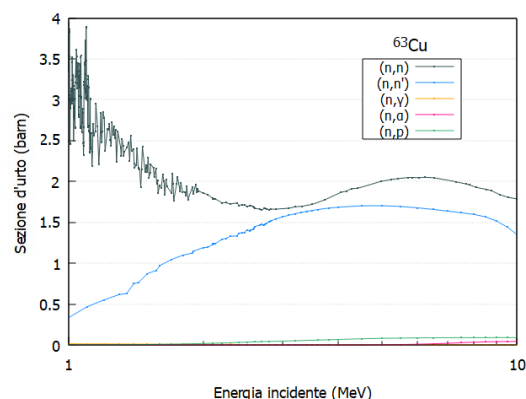


Figura 2.3: Confronto delle sezioni d'urto della libreria ENDF/B-VIII.0 per le diverse interazioni: dettaglio per energie incidenti comprese tra 1 MeV e 10 MeV [12].

Le sezioni d'urto delle reazioni appena descritte per il rame ^{63}Cu valutate dalle librerie ENDF-VIII, JEFF-3.3, JENDL-5 e TEDL-2021 si possono osservare nelle Figure da 2.7 a 2.15. In particolare, si possono notare per le interazioni (n,n) e (n,γ) alcuni picchi nei grafici delle sezioni d'urto, chiamati risonanze, che si trovano in corrispondenza delle energie corrispondenti agli stati eccitati del rame ^{64}Cu . Infatti, la probabilità di interazione aumenta considerevolmente quando l'energia del neutrone incidente è esattamente corrispondente alla differenza di due livelli energetici del nucleo che si forma. Analizzando i grafici delle sezioni d'urto possiamo notare varie discrepanze tra le valutazioni delle diverse librerie.

È possibile estendere la precedente trattazione al rame ^{65}Cu . Si può osservare in Figura 2.4 la sezione d'urto totale per il sistema $n + ^{65}\text{Cu}$, mentre i Q -valori sono riportati in Tabella 2.2, associati al confronto tra le sezioni d'urto delle diverse interazioni in Figure 2.5 e 2.6. Si può osservare che, anche in questo caso, ad energie intorno agli 820 keV (spettro del reattore TAPIRO) sono preponderanti l'interazione elastica ed anelastica, tuttavia si ha una bassissima probabilità di avere anche la cattura radiativa. Nelle Figure 2.16 - 2.24 è possibile osservare le sezioni d'urto per ogni reazione d'interesse, valutata dalle diverse librerie. Le risonanze si trovano in corrispondenza degli stati eccitati del rame ^{65}Cu , si ha il primo stato eccitato a 771 keV, il secondo a 1116 keV e il terzo a 1482 keV [14].

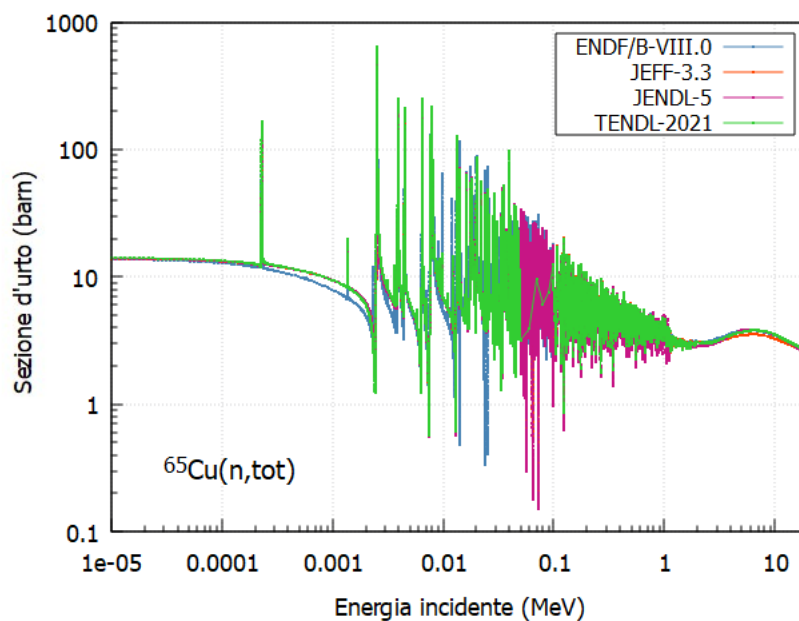


Figura 2.4: Sezione d'urto totale del sistema $n + {}^{65}\text{Cu}$ nell'intervallo energetico di interesse (10^{-5} MeV - 10 MeV), [12].

Prodotti della reazione	Q -valore (keV)	Soglia energetica (keV)
${}^{65}\text{Cu} + n$	0	0
${}^{66}\text{Cu} + \gamma$	7065.9 ± 0.9	0
${}^{62}\text{Co} + \alpha$	-193 ± 18	196 ± 19
${}^{65}\text{Ni} + p$	-1355.5 ± 0.8	1376.6 ± 0.8

Tabella 2.2: Q -valori e soglie energetiche delle possibili reazioni a partire dall'interazione tra ${}^{65}\text{Cu}$ e un neutrone. L'urto anelastico ed elastico sono considerati insieme poiché comportano entrambi il rilascio di un neutrone, nonostante il primo richieda almeno 771 keV per avvenire [13].

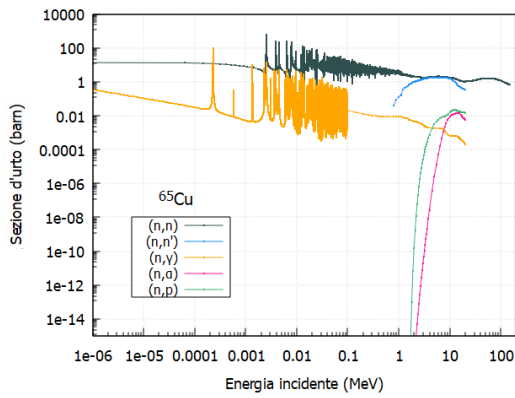


Figura 2.5: Confronto delle sezioni d'urto della libreria ENDF/B-VIII.0 per le interazioni elastica, anelastica, di cattura radiativa, con emissione α e con emissione di protone [12].

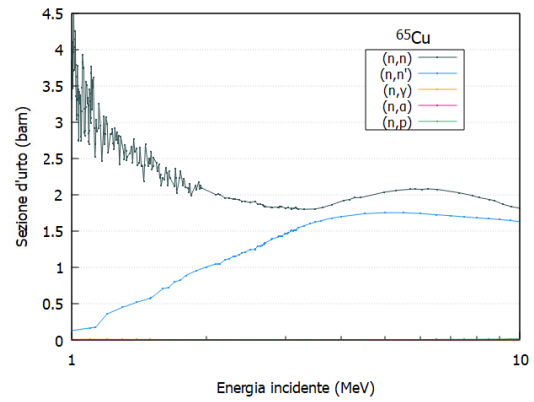


Figura 2.6: Confronto delle sezioni d'urto della libreria ENDF/B-VIII.0 per le diverse interazioni ad energie incidenti comprese tra 1 MeV e 10 MeV [12].

2.1.2 Discrepanza tra le librerie

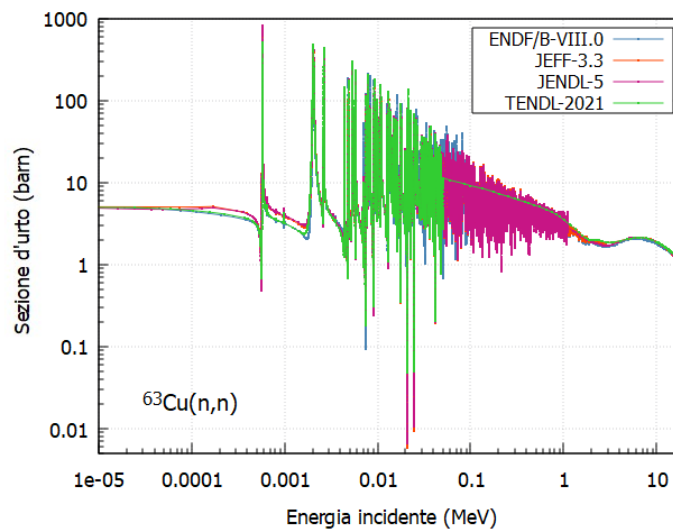


Figura 2.7: Sezioni d'urto di interazione elastica tra il rame ^{63}Cu e un neutrone, nell'intervallo energetico compreso tra 10^{-5} MeV e 10 MeV [12].

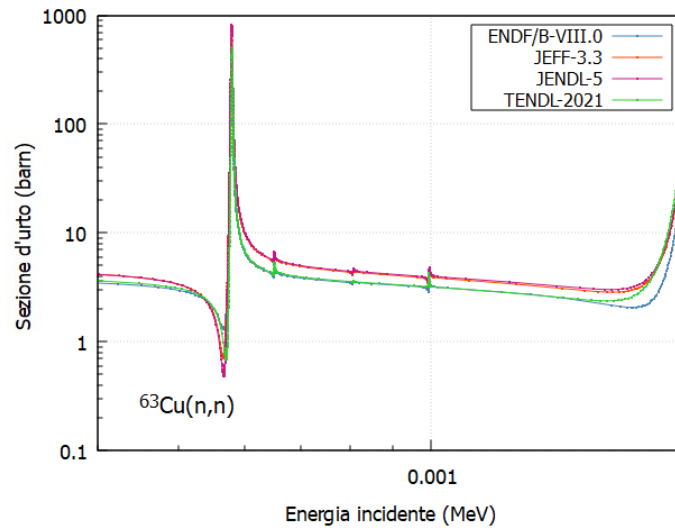


Figura 2.8: Interazione elastica $n+{}^{63}\text{Cu}$: evidenza della discrepanza tra le varie valutazioni. Si osserva un disaccordo dell'ordine del 30% tra le librerie TENDL-2021 e ENDF/B-VIII.0 rispetto a JEFF-3.3 e JENDL-5 [12].

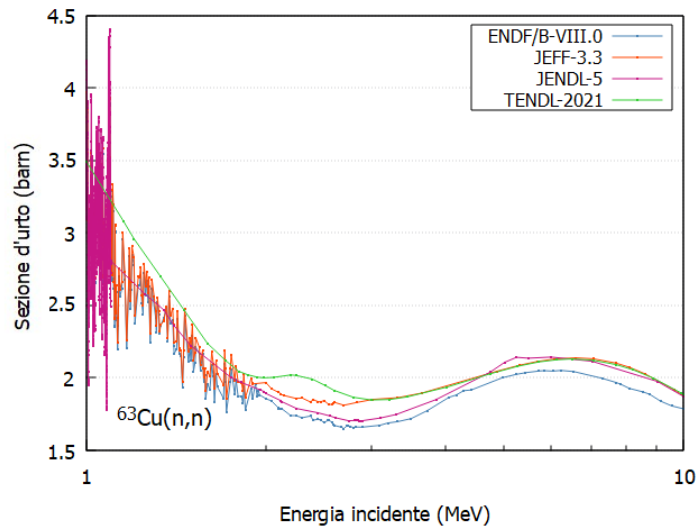


Figura 2.9: Interazione elastica $n+{}^{63}\text{Cu}$: l'andamento proposto dalle varie valutazioni dal punto di vista qualitativo è coerente, ma presenta un disaccordo dell'ordine del 10% [12].

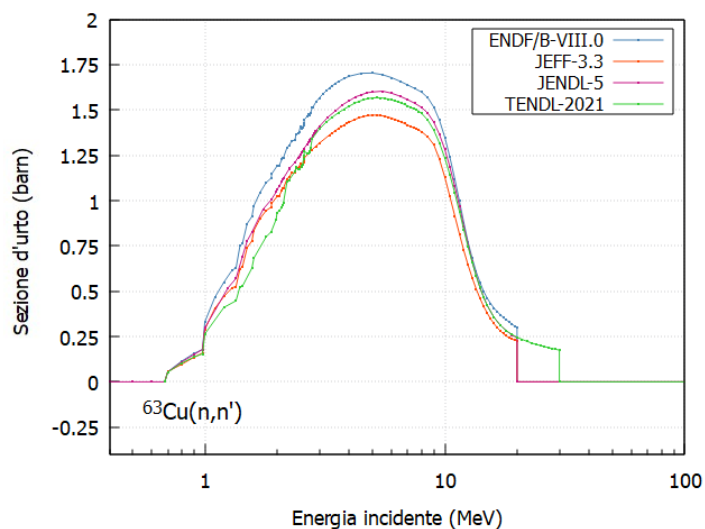


Figura 2.10: Interazione anelastica $n+{}^{63}\text{Cu}$: discrepanza dell'ordine del 15% evidente tra i 2 MeV e i 10 MeV tra le librerie ENDF/B-VIII.0 e JEFF3.3 [12].

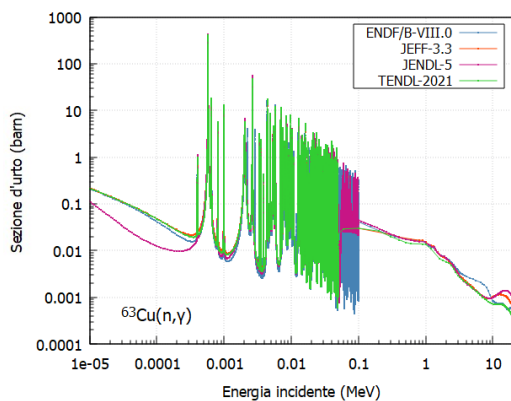


Figura 2.11: Interazione di cattura radiativa per il ${}^{63}\text{Cu}$ nell'intervallo $10^{-5}\text{MeV} - 10\text{ MeV}$ [12].

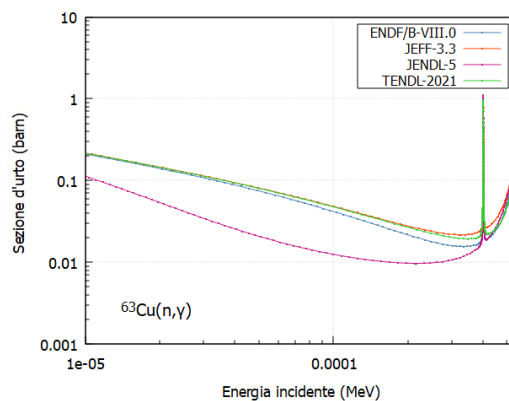


Figura 2.12: Interazione di cattura radiativa: evidente disaccordo tra la libreria JENDL-5 e le altre librerie [12].

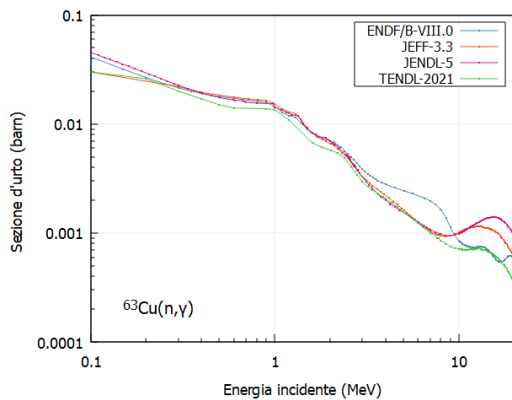


Figura 2.13: Interazione di cattura radiativa: dettaglio nello spettro energetico di interesse per il reattore TAPIRO [12].

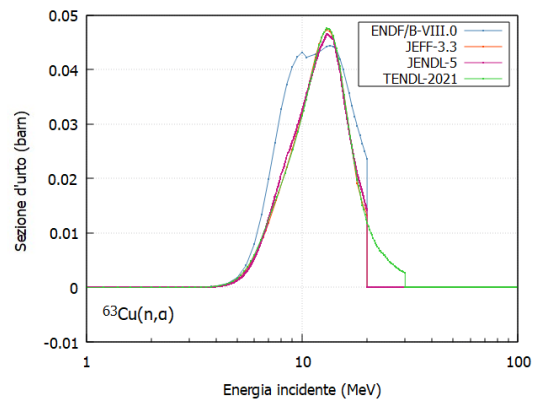


Figura 2.14: Interazione con produzione di particella alfa. Disaccordo dell'ordine del 40% tra la libreria ENDF-B/VIII.0 e le altre librerie [12].

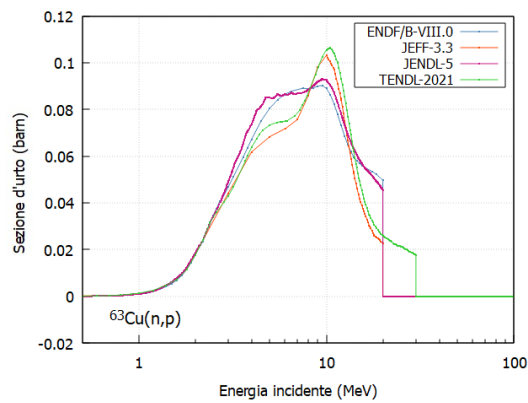


Figura 2.15: Interazione con produzione di protone. L'andamento qualitativo è coerente tra le librerie ENDF-B/VIII.0 e JENDL-5, ma in disaccordo con quello proposto dalle librerie TENDL-2021 e JEFF3.3 [12].

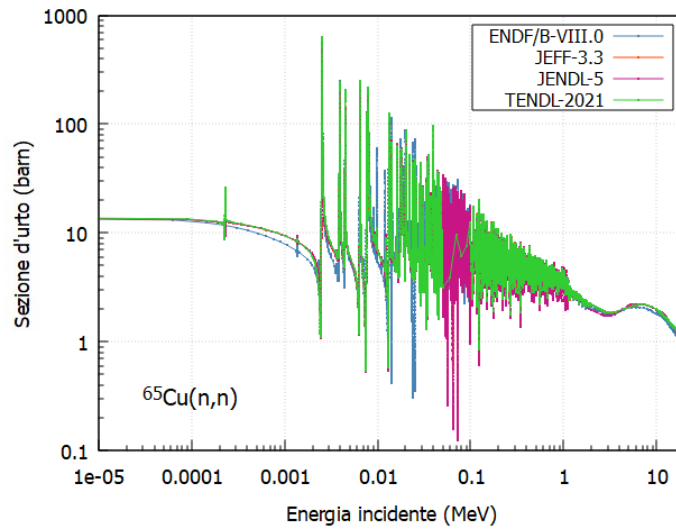


Figura 2.16: Interazione elastica tra n e ^{65}Cu [12]. Si osservano diverse risonanze in corrispondenza degli stati eccitati del rame a cui corrispondono sezioni d'urto molto elevate, fino a raggiungere quasi 800 barn.

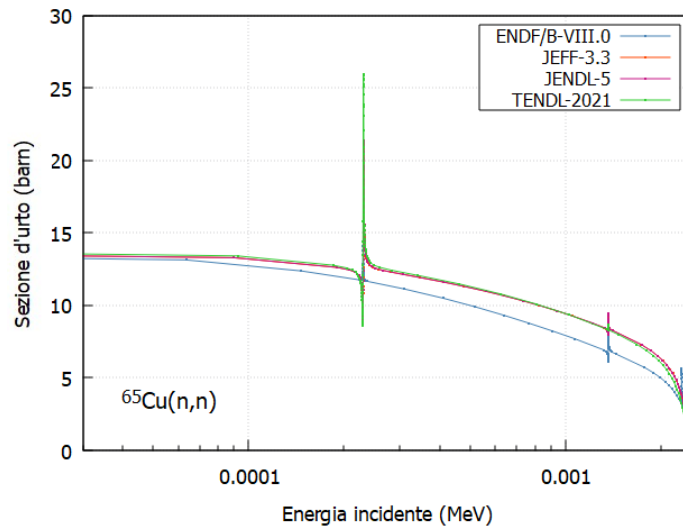


Figura 2.17: Interazione elastica $n+^{65}\text{Cu}$: esempio di disaccordo (ordine del 30%) tra le diverse librerie nella regione energetica 0.0001 MeV - 0.002 MeV [12].

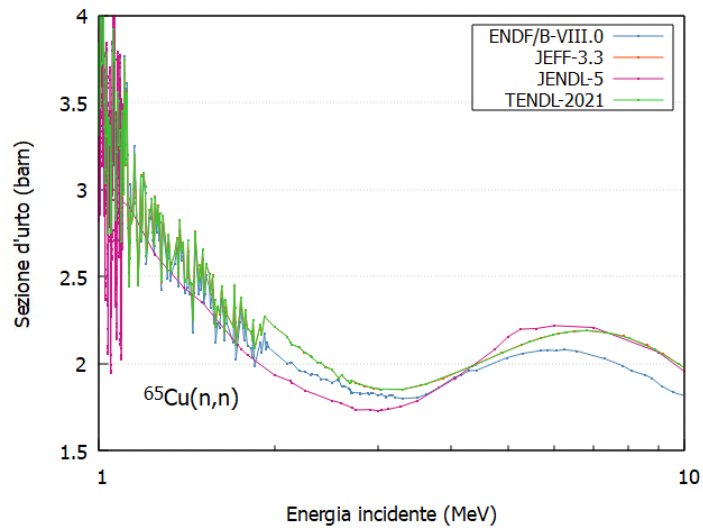


Figura 2.18: Interazione elastica $n+^{65}\text{Cu}$: si può osservare tra i 2 MeV e i 10 MeV una differenza dell'ordine del 10% [12].

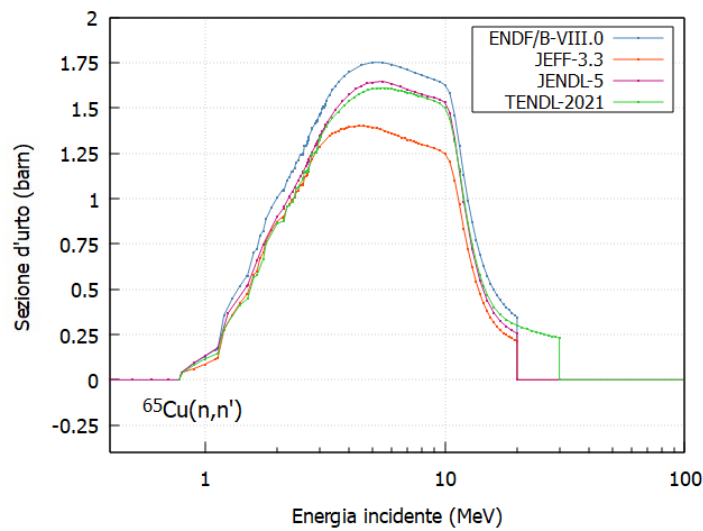


Figura 2.19: Interazione anelastica $n+^{65}\text{Cu}$: evidente disaccordo nella regione energetica compresa tra i 3 MeV e i 10 MeV (fino a 25%) [12].

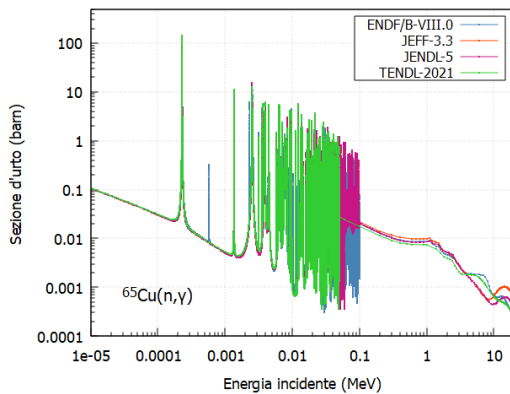


Figura 2.20: Interazione di cattura radiativa per il ^{65}Cu [12].

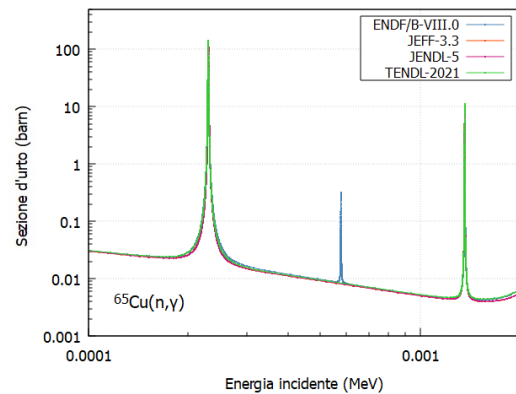


Figura 2.21: Interazione di cattura radiativa: si osserva che la libreria ENDF/B-VIII ha valutato una risonanza che le altre librerie non hanno previsto in corrispondenza di un'energia del neutrone incidente pari a circa 0.0006 MeV [12].

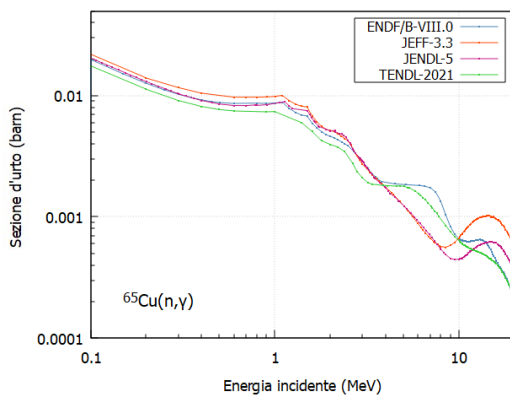


Figura 2.22: Interazione di cattura radiativa ^{65}Cu : dettaglio nello spettro energetico di interesse per il TAPIRO [12].

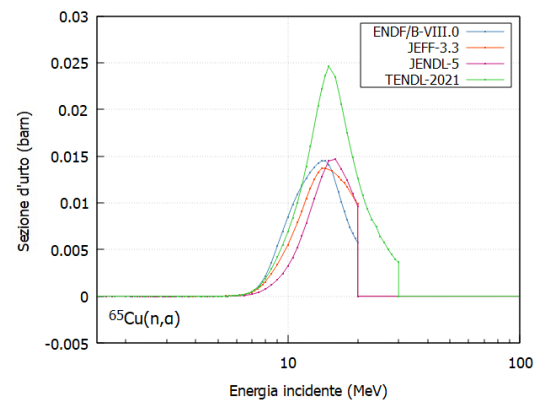


Figura 2.23: Interazione con produzione di particella α : si osserva un evidente disaccordo (ordine del 60%) della libreria TENDL-2021 rispetto alle altre librerie [12].

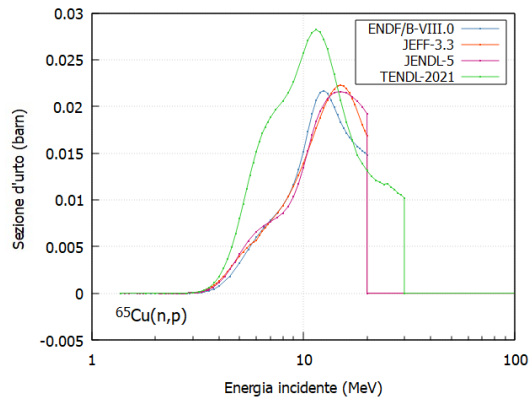


Figura 2.24: Interazione con produzione di protone: disaccordo dell'ordine del 25% tra la libreria TENDL-2021 e le altre librerie [12].

Analizzando i grafici appena esposti, da Figura 2.1 a Figura 2.24, si può notare che qualitativamente c'è generalmente coerenza tra le valutazioni delle diverse librerie. Quantitativamente però, osservando più nello specifico, si hanno diverse discrepanze che possono essere impattanti sui calcoli effettuati utilizzando queste raccolte di dati. È interessante notare che non è sempre la stessa libreria ad essere in disaccordo con le altre.

2.2 Controllo del reattore

La seguente analisi è ispirata alla trattazione del testo di ingegneria nucleare "Introduction to nuclear engineering" [6].

2.2.1 Il fattore di moltiplicazione k : il k_{∞}

Nel nocciolo di un reattore nucleare a causa delle collisioni tra il flusso dei neutroni incidenti e i nuclei di materiale combustibile, avvengono reazioni di fissione nucleare. Ogni reazione di fissione porta al rilascio di 2.5 neutroni in media, utili al proseguimento della reazione a catena. Di tutti i neutroni disponibili nel nocciolo, però, solo parte riesce a determinare una fissione, infatti alcuni vengono persi dalle superfici del reattore, mentre altri sono assorbiti e formano elementi pesanti (non fissili o fissionabili) che diventano rifiuti nucleari.

Il riflettore, costruito con materiale riflettente e posto nell'intera zona circostante al nocciolo, ha lo scopo di recuperare parte dei neutroni in fuga dalla superficie. In questo contesto è perciò interessante definire un parametro che rappresenti l'evoluzione del numero di neutroni tra generazioni successive.

Considerando un volume arbitrario contenente neutroni, la variazione di tali particelle nel tempo rispetta l'equazione di continuità, secondo la quale il rateo di variazione dei neutroni nel tempo eguaglia la differenza tra il rateo di produzione, anche detta generazione G , e il rateo di perdita P di tali particelle, Eq. 2.6.

$$\Delta n = G - P \quad (2.6)$$

Nel contesto di un reattore a fissione nucleare si può definire la generazione, in funzione del numero di neutroni prodotti in ogni fissione, secondo l'Eq. 2.7, nella quale Σ_f rappresenta la sezione d'urto macroscopica di fissione e dipende dall'energia del neutrone incidente E , dall'angolo θ e dalla posizione x ; Φ è il flusso scalare dei neutroni, conseguentemente dipende solo dalla posizione e dell'energia e infine ν è il numero dei neutroni prodotti in media ad ogni fissione, tale quantità dipende solo dall'energia. Si definisce invece la perdita P , Eq. 2.8, considerando sia la possibilità di perdere neutroni a causa della fuga dalla superficie, sia a causa dell'assorbimento. In tale equazione Σ_a corrisponde alla sezione d'urto macroscopica di assorbimento, nuovamente dipendente da energia, posizione e angolo; mentre \mathbf{J} , che corrisponde alla densità di corrente di neutroni che attraversano la superficie A , dipende dalla posizione e dall'energia. Le quantità G e P dipendono dal tempo, tale dipendenza è lasciata implicita nelle equazioni.

$$G = \int_V \int_0^\infty \Sigma_f(E, \theta, x) \Phi(E, x) \nu(E) dE dV \quad (2.7)$$

$$P = \int_V \int_0^\infty \Sigma_a(E, \theta, x) \Phi(E, x) \nu(E) dE dV + \oint\!\!\!\!\!\oint_A \vec{J}(E, x) \hat{n} dA \quad (2.8)$$

Ponendo $\frac{dn}{dt} = 0$ si ottiene l'equazione di continuità stazionaria, con l'ipotesi che G e P non dipendano più dal tempo.

Per semplicità della trattazione le dipendenze non sono più rese esplicite nelle future equazioni.

Dalle precedenti relazioni è evidente che è di assoluta rilevanza in un reattore anche la dimensione del nocciolo, infatti, ad una maggiore dimensione di questo, corrisponde anche una maggiore superficie di perdita possibile di neutroni. È per tale ragione che in base alle necessità e applicazioni del reattore, si costruiscono reattori piccoli ma molto arricchiti oppure grandi (ovvero con maggiore quantità di combustibile), per i quali però è sufficiente un arricchimento minore.

Si definisce il fattore di moltiplicazione k come il rapporto tra il numero di neutroni nati nella generazione corrente (G) e il numero di quelli nati nella generazione precedente (P), Eq. 2.9.

$$k = \frac{\text{neutroni generazione successiva}}{\text{neutroni generazione precedente}} \quad (2.9)$$

La valutazione del fattore k di un dato reattore avviene inizialmente tramite il calcolo del k_∞ , relativo ad un reattore con la medesima composizione del reattore iniziale ma dimensione infinita. Tale approssimazione semplifica il calcolo poiché rimuove le perdite causate dalla fuga di neutroni dalla superficie del nocciolo.

In tali condizioni il k_∞ è valutato come il rapporto del numero di neutroni tra due generazioni successive, Eq. 2.10, dal momento che ogni neutrone prodotto in una generazione sarà inevitabilmente assorbito nella successiva.

$$k_\infty = \frac{\eta f \Sigma_a \Phi}{\Sigma_a \Phi} = \eta f \quad (2.10)$$

Tale equazione deriva dalla considerazione che il numero di neutroni in una data generazione sarà interamente perso per assorbimento nella successiva ed eguaglierà quindi $\Sigma_a \Phi$. Di questi, $f \Sigma_a \Phi$ saranno assorbiti dal combustibile rilasciando un numero pari a $\eta f \Sigma_a \Phi$ neutroni nella generazione corrente. Nella precedente equazione f e η , che sono costanti che dipendono solo dalle proprietà del materiale di cui è costituito il reattore, sono rispettivamente il fattore di utilizzazione del combustibile e il numero medio di neutroni emessi per fissione dato l'assorbimento di un neutrone nel combustibile, detto fattore di fertilità.

2.2.2 La formula a 4 fattori

In un reattore termico di dimensioni infinite, oltre al nocciolo, dove avvengono le interazioni tra nuclei di combustibile e i neutroni, è di assoluta rilevanza il ruolo del moderatore. La moderazione porta alla formazione dei neutroni termici, ovvero neutroni alle energie termiche. In tale contesto è necessario rivalutare il fattore di moltiplicazione k .

Analogamente al caso precedente, un numero pari a $\bar{\Sigma}_a \Phi_T$ neutroni sono assorbiti per cm^3/s nel reattore, di questi $f \bar{\Sigma}_a \Phi_T$ sono assorbiti dal combustibile e conseguentemente $\eta_T f \bar{\Sigma}_a \Phi_T$ sono emessi; dove η_T è il numero medio di neutroni emessi per neutrone termico assorbito nel combustibile, $\bar{\Sigma}_a$ la sezione d'urto macroscopica termica di assorbimento, f l'utilizzo termico e Φ_T il flusso termico.

Nei reattori termici, inoltre, una frazione delle fissioni è indotta dai neutroni veloci. Ciò è tenuto in considerazione grazie al fattore ϵ , detto fattore di fissione veloce, valutato come il rapporto tra il numero totale di neutroni prodotti sia dai neutroni veloci che dai termici, rispetto al numero di quelli prodotti dai soli termici.

Infine, si considera la possibilità che alcuni neutroni possano essere assorbiti in corrispondenza di risonanze a energie superiori alla regione termica. La probabilità che un neutrone riesca a non essere assorbito in nessuna risonanza è chiamata p , detta probabilità di fuga dalla risonanza.

Date le precedenti considerazioni, si può esprimere il fattore di moltiplicazione considerando dunque che l'assorbimento di $f\bar{\Sigma}_a\Phi_T$ neutroni da parte del combustibile porta al rilascio di $p\epsilon\eta_T f\bar{\Sigma}_a\Phi_T$ neutroni. Si ottiene dunque l'espressione per il k_∞ in Eq. 2.11 detta formula a quattro fattori.

$$k_\infty = \frac{p\epsilon\eta_T f\bar{\Sigma}_a\Phi_T}{\bar{\Sigma}_a\Phi_T} = \eta_T f p \epsilon \quad (2.11)$$

2.2.3 Variazione del k

La semplificazione di reattore infinito chiaramente non può essere applicata ai reattori reali. Si introduce quindi il fattore k , che a differenza del k_∞ , viene valutato tenendo in considerazione le condizioni al contorno, ovvero, dal punto di vista fisico, la perdita di parte dei neutroni dalla superficie che conseguentemente impedisce di approssimare il numero di neutroni persi in una generazione al numero di neutroni assorbiti nella successiva.

Il fattore di criticità di un dato reattore è quindi un parametro fondamentale per il controllo del reattore stesso poiché ci permette di valutare, ed eventualmente agire, sul numero di fissioni all'interno del nocciolo tramite dispositivi governati chiaramente dall'esterno. Il fattore di criticità può assumere più valori:

- $k=1$: condizione di criticità, la situazione è stabile e il numero di neutroni rilasciati nelle fissioni permette l'autonomo proseguimento della reazione a catena.
- $k>1$: il reattore è sovra-critico, ovvero in tale condizione il numero di fissioni, e quindi il numero di neutroni emessi e disponibili per nuove fissioni, aumenta di generazione in generazione.
- $k<1$: il reattore è sotto-critico, ovvero il numero di neutroni prodotti dalle fissioni viene in parte perso, conseguentemente i neutroni rimanenti non sono sufficienti a mantenere le reazioni di fissione a catena.

Si sottolinea che la variazione di tale fattore serve sia per l'accensione che per lo spegnimento del reattore stesso: infatti, per accendere un reattore nucleare, lo si porta inizialmente ad una condizione di sovra-criticità fino al raggiungimento della potenza desiderata. A questo punto si riabbassa il k fino ad ottenere 1 per portarlo in una condizione di stabilità. Per quanto riguarda lo spegnimento, questo avviene autonomamente quando si pone il reattore in condizioni di sotto-criticità.

Secondo la precedente trattazione è evidente la dipendenza del fattore k da diversi elementi quali superficie del nocciolo, volume, quantità e arricchimento del combustibile, flusso dei neutroni incidenti, presenza del moderatore e dei riflettori... . Si definisce perciò massa critica il valore totale della massa di combustibile richiesta per avere la condizione di criticità nel reattore, fissate le dimensioni. Analogamente, la dimensione critica è la dimensione necessaria per la criticità una volta fissata la composizione.

Ci sono diversi modi quindi per agire sul reattore e modificare la combustione nel nocciolo, tra questi si ricorda a titolo di esempio il sistema di sicurezza del TAPIRO, che agisce liberando la parte inferiore del nocciolo per abbassare tempestivamente il valore del k . Un altro modo spesso utilizzato per controllare il reattore sono le barre di controllo, regolazione e sicurezza. Agire sulle barre consente infatti di variare il numero di perdite di neutroni, modificando conseguentemente il k . Tali barre possono essere costituite di diversi materiali e in funzione di questi la loro azione è differente: le barre di sicurezza del TAPIRO sono ad esempio costituite di materiale riflettente e vengono rimosse quando il reattore diventa pericolosamente sovra-critico. Analogamente le barre di regolazione, anch'esse costituite da materiale riflettente, sono mobilitate in base alla necessità.

Nel caso le barre fossero costruite con materiale assorbente, queste agirebbero una volta inserite come assorbitori, diminuendo il numero di neutroni disponibili nel nocciolo, quindi avrebbero lo scopo di abbassare il k .

Nel caso del reattore TAPIRO le barre di regolazione, controllo e sicurezza, evidenziate in figura 2.25, sono tutte realizzate in rame ^{63}Cu e ^{65}Cu , perciò rimuovendole progressivamente dal reattore queste vengono sostituite da aria, che ha un effetto moderatore; conseguentemente la rimozione delle barre diminuisce il fattore di criticità; mentre l'inserimento lo aumenta. In Tabella 2.3 sono riportate le dimensioni del raggio delle barre, le quali sono tutte di forma cilindrica e hanno un'altezza pari a circa 40 cm ognuna.

Barra	Raggio (cm)
Barra di regolazione (R)	2.4
Barra di controllo 1 (C1)	2.85
Barra di controllo 2 (C2)	2.85
Barra di sicurezza 1 (S1)	3.25
Barra di sicurezza 2 (S2)	3.25

Tabella 2.3: Dimensioni del raggio delle barre di forma cilindrica del reattore TAPIRO.

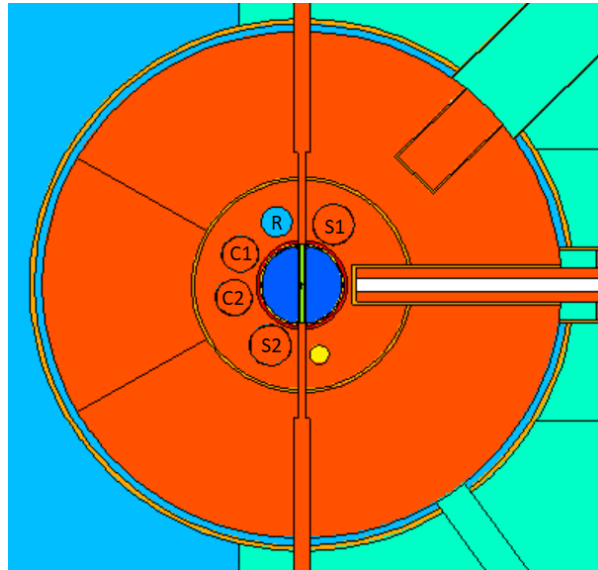


Figura 2.25: Sezione del reattore TAPIRO realizzata grazie al programma VISED. Nella figura si possono osservare in arancione il riflettore in rame, che si estende per un diametro di circa 80 cm, e in blu il nocciolo, costituito dalla lega di uranio e molibdeno, con diametro pari a 12 cm. Sono inoltre evidenti le 5 barre: 1 di regolazione (R), 2 di controllo (C1 e C2) e 2 di sicurezza (S1 e S2).

È in questo contesto che sono di assoluta rilevanza le sezioni d'urto dei materiali posti in un reattore in quanto queste incidono sulla variabilità dei neutroni disponibili e quindi sulla resistenza della catena di fissioni nel nocciolo.

Capitolo 3

Analisi del fattore di moltiplicazione del reattore TAPIRO in relazione alle sezioni d'urto del rame

3.1 Esecuzione del codice

Lo studio, volto a valutare l'impatto delle sezioni d'urto del rame sul calcolo del k del reattore TAPIRO, è stato effettuato grazie all'utilizzo del supercalcolatore CRESCO [15]. Si ricorda, infatti, che le sezioni d'urto di interazione tra i neutroni in fuga dal nocciolo e i riflettori in rame posti nei dintorni del reattore, sono impattanti nel calcolo del fattore di moltiplicazione, poiché incidono sul numero di neutroni persi nella generazione, ovvero sulla quantità di particelle disponibili per stimolare le fissioni nel nocciolo nella generazione successiva.

L'analisi è stata suddivisa in due fasi. Inizialmente, è stata scelta una libreria di riferimento (ENDF/B-VIII.0) e si è cercato il k critico con i dati nucleari del rame forniti da essa. Tale operazione è avvenuta tramite l'estrazione delle due barre di controllo dal reattore, al fine di trovare l'altezza corrispondente al valore di k ricercato. Successivamente, fissata la posizione delle barre e sostituendo i dati delle sezioni d'urto del rame con quelli forniti da altre librerie, è stato possibile valutare il disaccordo tra queste, evidente a causa della variazione del k .

Il supercalcolatore CRESCO Le risorse informatiche e il relativo supporto tecnico utilizzati per questo lavoro sono stati forniti dall'infrastruttura di calcolo ad alte prestazioni CRESCO/ENEAGRID e dal suo personale [16]. Tale infrastruttura è finanziata dall'ENEA, l'Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile e da programmi di ricerca italiani ed europei.

L'acronimo CRESCO significa "Computational RESearch centre on COmplex systems", ovvero Centro Computazionale di Ricerca sui Sistema Complessi. Si trova presso il centro di ricerche ENEA di Portici e rappresenta una delle più importanti HPC del paese, dove HPC significa High Performance Computing, ovvero infrastruttura di calcolo ad alte prestazioni. È un sistema costituito da oltre 2700 Core di ultima generazione ed è in grado di erogare una potenza superiore ai 25 Teraflops permettendo la computazione di calcoli molto onerosi.

Il lancio del calcolo tramite il supercalcolatore avviene grazie ad un collegamento remoto, in particolare un nodo di front-in e front-end, a seguito del quale viene eseguito l'accesso e l'utente può scegliere il nodo processore desiderato, del tipo `crescox_yyzz`, dove `x` è il nome del cluster, `yy` il numero minimo di processori e `zz` il numero massimo di ore. Con nodo processore si indica un insieme di CPU, ovvero processori, che utilizzano la stessa RAM.

Il calcolo può essere lanciato in modo semplice invocando il codice MCNP e a seguire l'input e il file XSDIR, contenenti le informazioni da fornire al codice. Tuttavia, per i calcoli più complessi conviene sostituire il precedente lancio con un file che aggiunga alle precedenti informazioni anche la fila in cui si vuole sostare e il numero di processori richiesti. Il sistema CRESCO gestisce, infatti, le numerose richieste di lavori tramite un sistema di code diversificate per numero minimo di processori e numero massimo di ore. Il numero minimo di processori è 48 e corrisponde a un nodo, per quanto riguarda il massimo di ore, questo rappresenta il tempo massimo per cui può essere protratto il calcolo. Al termine di queste, il lavoro viene interrotto, indipendentemente dallo stato di avanzamento.

Al lancio del calcolo il sistema verifica la richiesta e pone il lavoro nella coda appropriata. Raggiunta la disponibilità di processori richiesti, il calcolo viene autonomamente avviato.

Al termine del calcolo l'utente viene informato automaticamente tramite una E-mail e può visualizzare i risultati in un apposito file di output generato dal calcolatore. Si può richiedere inoltre la creazione di ulteriori due file, contenenti le informazioni di computazione e gli eventuali errori nel processo.

3.1.1 MCNP

MCNP è un codice di trasporto Monte Carlo, sviluppato e rinnovato periodicamente dal Laboratorio Nazionale di Los Alamos (USA). È composto da circa 425 sottoprogrammi scritti in Fortran e C. Il primo codice, MCS, fu scritto nel 1963 e successivamente si ebbero numerose evoluzioni fino a giungere alla versione attuale. Inizialmente questo acronimo significava Monte Carlo Neutron Photon, poiché si occupava principalmente di codici di trasporto per neutroni e fotoni, ad oggi è invece Monte Carlo N-Particle ed è efficace anche nei calcoli di trasporto degli elettroni. È un codice di scopo generale,

dipendente dal tempo, con geometria generalizzata ed energia continua. In particolare, per quanto riguarda i neutroni, il regime energetico è compreso tra 10^{-11} MeV e 20 MeV per tutti gli isotopi, fino a 150 MeV per alcuni [17].

Il metodo Monte Carlo I metodi Monte Carlo si contrappongono ai metodi deterministici. Questi ultimi, infatti, risolvono l'equazione di trasporto per il comportamento medio della particella, a differenza dei metodi Monte Carlo che simulano il comportamento individuale di ogni particella e ne registrano gli aspetti utili per le informazioni richieste dell'utente. Tale metodo può essere utilizzato per riprodurre teoricamente un processo statistico, tramite la simulazione sequenziale di eventi, governati da distribuzioni di probabilità statistiche, il cui campionamento è basato sulla selezione di numeri casuali. Aumentando il numero delle storie analizzate si giunge ad una migliore conoscenza delle distribuzioni di probabilità, ovvero ad una precisione statistica maggiore.

Nel trasporto delle particelle, la tecnica Monte Carlo consiste in un esperimento numerico, che prevede lo studio individuale di ognuna delle particelle create per la simulazione. L'attenzione inizia con la nascita della particella, che corrisponde alla sua creazione, prosegue per tutta la durata della sua vita, durante la quale può effettuare diverse interazioni, e infine termina con la sua scomparsa, che può essere associata a diverse cause fisiche. Ogni evento nella vita della particella è governato da distribuzioni di probabilità, le quali sono campionate usando i dati di trasporto, al fine di simulare una situazione verosimile.

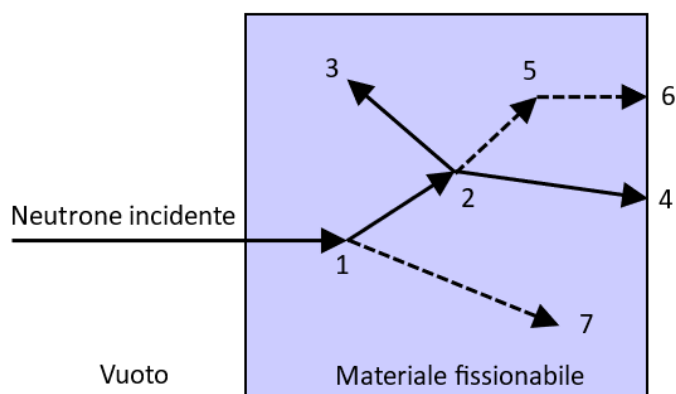


Figura 3.1: Ipotetica storia random di un neutrone incidente su un materiale che può fissionare.

Un esempio proposto da MCNP [17], per chiarire il concetto, prevede una ipotetica simulazione della vita di un neutrone incidente su una porzione di materiale che può

fissionare. Tramite la selezione di numeri casuali tra 0 e 1 viene determinato se e dove l'interazione avrà luogo. In questo esempio particolare, raffigurato in Figura 3.1, a seguito della collisione (evento 1), un neutrone incidente viene diffuso in una direzione definita nella quale avviene successivamente la fissione (evento 2) e allo stesso tempo viene rilasciato un fotone, assorbito successivamente (evento 7). La fissione comporta la terminazione del neutrone associata alla nascita di due neutroni uscenti e un fotone. Il primo neutrone di fissione viene assorbito (evento 3) e conseguentemente la sua storia terminata, mentre il secondo neutrone fugge dal materiale (evento 4). Per quanto riguarda invece il fotone, si ha una collisione e la successiva fuga dal materiale (eventi 5 e 6).

Nella precedente evoluzione di eventi, ogni fattore è determinato dalla selezione dei numeri casuali, a titolo di esempio si citano la direzione di scattering oppure il luogo e la probabilità stessa della fissione, così come ogni altra caratteristica dell'evento. Per tale ragione, ogni particella avrà la sua storia specifica, differente dalle altre.

3.1.2 Il file di input

Il file di input che viene letto da MCNP contiene le informazioni per descrivere il problema. Si può pensare al problema immaginando un tipico esperimento di particelle, nel quale si distinguono la sorgente di particelle, solitamente un fascio collimato, e il bersaglio.

Nel file di input questi elementi sono esplicitati tramite la geometria del problema, la descrizione dei materiali e l'indicazione per le valutazioni delle sezioni d'urto, la posizione della sorgente di particelle e il tipo di risultato desiderato. Ognuno di questi aspetti è descritto tramite l'apposita carta (dall'inglese "Cards"), che costituisce un settore separato dagli altri tramite righe bianche utilizzate come delimitatori.

La geometria del problema La geometria del problema viene definita dall'utente in uno spazio tridimensionale cartesiano tramite l'utilizzo di superfici, le cui intersezioni e unioni definiscono le celle, ovvero i volumi di interesse per il problema. Le dimensioni sono implicite ed espresse in centimetri. Nel file input la prima carta sono i volumi del problema e a seguire si trova la carta delle superfici. In questa spiegazione si sceglie di invertire l'ordine per una descrizione più lineare, in quanto i volumi vengono definiti grazie all'utilizzo delle superfici stesse.

Le "Surface Cards", ovvero le carte di superficie, sono una lista di superfici geometriche, quali ad esempio piani, cilindri o sfere, definite dall'utente tramite i coefficienti dell'equazione analitica cartesiana corrispondente, al fine di creare la base per la geometria del problema. Ogni superficie è identificata da un numero che non può ripetersi poiché deve essere univocamente riconducibile ad una sola superficie. Esse dividono lo

spazio in due regioni, una positiva formalmente definita come ogni punto (x, y, z) dello spazio in cui $f(x, y, z) > 0$, ed una negativa dove $f(x, y, z) < 0$. Quando si richiama una superficie identificata dal numero generico n , si indica $+n$ per la parte positiva dello spazio rispetto a tale superficie e $-n$ per quella negativa.

Talvolta, per semplificare la descrizione di una superficie si utilizza un sistema di coordinate ausiliarie che viene introdotto tramite una "transformation card", ovvero una carta di trasformazione TRn . La carta presenta un numero identificativo n , un vettore di spostamento e la matrice di rotazione della trasformazione. Inoltre, è presente un numero m , che può essere pari ad 1 oppure -1. Nel primo caso, indica che il vettore di spostamento rappresenta la posizione dell'origine del sistema di coordinate ausiliario, viceversa, rappresenta la posizione dell'origine del sistema di coordinate principale definito nel sistema ausiliario.

MCNP fornisce un'alternativa alla definizione delle superfici e delle celle tramite l'utilizzo di "macro bodies", ovvero macro-corpi. Tali strutture sono disponibili all'interno del codice e sono facilmente utilizzabili poiché MCNP decompone in modo autonomo il corpo in superfici e celle, rendendo meno onerosa la gestione dei volumi del problema. In questo caso, si considera positivo il volume esterno al corpo e negativo quello interno.

Le "Cell Cards", ovvero le carte delle celle, sono un insieme di celle, anch'esse identificate ciascuna da un numero diverso dalle altre, definite tramite l'utilizzo della logica booleana tra le superfici. In particolare, si utilizzano l'operatore di intersezione (che è implicito e quindi definito dallo spazio vuoto), l'unione (rappresentata dal simbolo $:$) oppure l'operatore complementare (simbolo $\#$). La combinazione di questi simboli, in relazione alle superfici, permette di definire le celle del problema. L'ordine di priorità degli operatori prevede prima l'operatore complemento, poi a seguire intersezione e infine unione.

Ogni cella, a seguito del numero identificativo può presentare altri due valori prima dell'espressione booleana che ne chiarisce i limiti spaziali. Tali valori sono il numero del materiale, carta di cui si parlerà in seguito, e la densità. Quest'ultima può essere espressa in massa per unità di volume oppure in atomi per unità di volume, nel primo caso il valore sarà preceduto dal simbolo $-$. Infine, si utilizza l'espressione *imp* : per indicare l'importanza di una particella nella data cella. I valori "1" e "0" indicano rispettivamente la rilevanza o meno della particella. Ad esempio, *imp* : $N = 1$ implica che i neutroni nella data cella devono essere considerati. Quando l'importanza è "0", le particelle vengono terminate dal codice [18].

Materiali del sistema La carta dei materiali, permette di definire tutti i materiali, in termini di elementi chimici, composizione e densità, che andranno a riempire le celle del problema. Ogni materiale è identificato dalla lettera m , associata ad un numero, a cui segue la lista di componenti con le rispettive frazioni del materiale. Ogni componente

è rappresentato nella forma di numero ZAID. Esso è un identificatore del nuclide, che viene espresso come $ZZZAAA$, dove ZZZ è il numero atomico, mentre AAA è il numero di massa, utile per distinguere gli isotopi di uno stesso elemento. Ponendo $AAA = 000$ si seleziona l'elemento naturale, ovvero la composizione dell'elemento in relazione all'abbondanza degli isotopi presenti in natura. Quando occorre, il numero ZAID è seguito da un codice alfanumerico $ZZZAAA.abc$, identificativo della libreria (ab) e del tipo di dato (c), dove c ha il significato di sezioni d'urto neutroniche continue. Si possono trovare anche altre lettere, per sezioni d'urto discrete, oppure, ad esempio, per protoni ed elettroni.

Accanto al codice ZAID è presente la frazione associata all'isotopo appena definito. Tale frazione può essere espressa in atomi oppure in massa. Nel primo caso il valore espresso sarà positivo, nel secondo caso sarà preceduto dal simbolo $-$. Se la somma delle frazioni dei vari componenti di un materiale non è normalizzata, essa viene automaticamente normalizzata dal codice [18].

Gestione del calcolo e sorgente Infine, sono presenti le "Run options", ovvero una serie di informazioni fornite al codice per gestire le particelle. In particolare la carta KCODE è strutturata come in Espressione 3.1.

$$KCODE \quad nsrck \quad rkk \quad ikz \quad kct \quad (3.1)$$

Nella precedente riga di codice il termine $nsrck$ rappresenta il numero di storie per ogni ciclo, mentre rkk è una supposizione del valore del k_{eff} . Il termine ikz indica il numero di cicli da saltare prima di iniziare il conteggio di eventuali output, sul numero totale kct di cicli da effettuare.

Per ogni ciclo vengono creati un numero di neutroni pari a $nsrck$. Il codice procede memorizzando dove questi sono terminati e a causa di quale processo (fissione, assorbimento o altro). Al ciclo successivo, considera i soli neutroni delle reazioni di fissione e ricolloca i successivi $nsrck$ nelle posizioni in cui sono terminati i precedenti. Se il numero di neutroni da collocare supera il numero di quelli scomparsi per fissione, vengono posizionati più neutroni nella medesima posizione.

Tramite questa procedura, viene aumentata l'entropia del sistema fino a raggiungere la convergenza, ovvero la situazione di entropia massima.

Al KCODE segue il KSRC costituito da una serie di triplette (x, y, z) che indicano le posizioni in cui saranno localizzate le sorgenti al primo ciclo. Affinché la simulazione possa partire è necessario che almeno una sorgente di punti sia localizzata all'interno di una cella contenente combustibile [18].

Il file di input per il reattore TAPIRO Il file di input per il reattore TAPIRO è strutturato come appena elencato. Sono infatti definite le superfici e le celle, per distinguere nello spazio le varie zone del reattore, come ad esempio le barre, il nocciolo o

i diversi riflettori. A seguire, sono definite le carte dei materiali, in particolare si possono distinguere i componenti del nocciolo, ovvero le leghe di isotopi di uranio e molibdeno, l'elio del circuito refrigeratore e il rame del riflettore.

In particolare, durante questo studio, è stata modificata la carte del rame, la quale assume la forma in Espressione 3.2.

$$M3 \quad 29063 \quad 0.692 \quad 29065 \quad 0.308 \quad (3.2)$$

Tale riga di codice significa che il riflettore è costituito da due isotopi del rame, ovvero il rame ^{63}Cu e il rame ^{65}Cu in differenti quantità. Il primo, infatti, ne rappresenta la maggior parte, ovvero il 69.2%, mentre il secondo la parte restante. Al numero ZAID dell'isotopo, per il calcolo, sono stati aggiunti i codici associati alla corretta temperatura per la libreria desiderata. In questo caso, si è scelto di valutare il processo a temperatura ambiente (circa 293K), corrispondente ad energia pari a 0.0253 eV.

Nell'input del TAPIRO viene utilizzata per la simulazione una sola sorgente di punti, localizzata all'interno nocciolo.

Inoltre, sono state create nove carte TRn, al fine di rendere più veloce lo spostamento delle zone mobili del reattore, quali barre, nocciolo rimovibile e canale radiale, e per gestire facilmente la posizione della sorgente di neutroni. In particolare, grazie alla trasformazione si possono muovere le barre variando il valore di estrazione da 0 cm a -15 cm, dove 0 cm corrisponde alla barra completamente inserita, Figura 3.2, e -15 cm alla barra estratta, Figura 3.3.

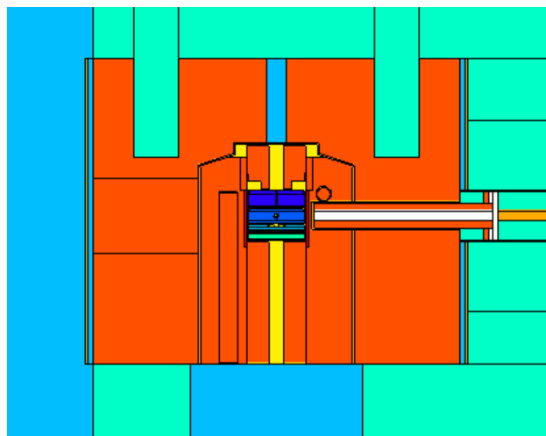


Figura 3.2: Sezione del reattore TAPIRO effettuata grazie al programma VI-SIED. Le barre di controllo sono completamente inserite. In Figura è possibile visualizzare la barra di controllo 2.

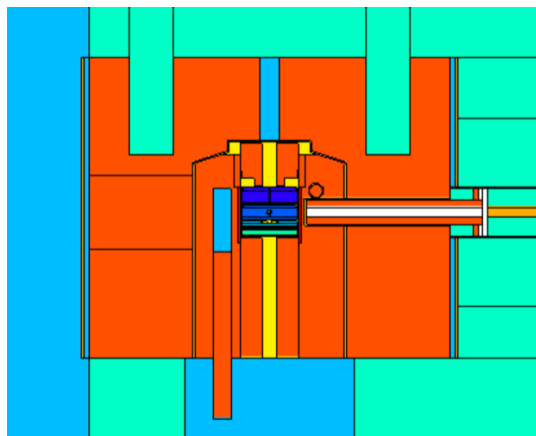


Figura 3.3: Sezione del reattore TAPIRO effettuata grazie al programma VI-SIED. Le barre di controllo sono completamente estratte. In Figura è possibile visualizzare la barra di controllo 2.

Nelle Figure appena esposte si può osservare il nocciolo del reattore in blu, attorno al quale è posto il riflettore, rappresentato in arancione, e l'aria in azzurro.

3.1.3 Il file XSDIR

MCNP utilizza i dati nucleari delle valutazioni di diverse librerie, che sono processate in un formato appropriato alla lettura da parte di MCNP, si tratta infatti di file in formato ACE (A Compact ENDF) [17]. Tra queste, si ricorda in particolare il sistema ENDF, che significa "Evaluated Nuclear Data File", un insieme di valutazioni che comprende, tra le altre, anche quelle sviluppate da ENDF/B-VIII.0, JEFF3.3, JENDL-5 e TENDL-2021.

Il file XSDIR contiene la lista di dati nucleari disponibili per MCNP, organizzati secondo numero atomico crescente e distinti i diversi isotopi tra loro grazie al numero ZAID. Accanto all'identificativo sono presenti altre informazioni tra cui il percorso che segue il codice per trovare i dati nella cartella della libreria appropriata e l'energia termica del nuclide quando viene processato, espressa in MeV.

Nel codice input, selezionando un isotopo tramite il solo numero ZAID, verrà scelto il primo in elenco, viceversa, sottolineando anche la specifica della libreria, è possibile diversificare la selezione.

Il file XSDIR è reso disponibile da ogni libreria. L'utente, a seconda della necessità, può creare il proprio file, nel quale inserire le righe di codice appropriate per i materiali richiesti dall'input, prendendo eventualmente i dati da diverse librerie.

XSDIR per il calcolo del reattore Per il calcolo relativo al reattore TAPIRO è stato utilizzando il file XSDIR della libreria ENDF/B-VIII.0, nel quale sono stati inserite le righe relative agli isotopi ^{63}Cu e ^{65}Cu per le librerie JENDL-5 [19], JEFF3.3 [20] e TENDL-2021 [21]. La selezione dei dati di una specifica libreria è stata effettuata scegliendo il rispettivo codice identificativo a seguito dello ZAID nell'input. Quando il codice tra due librerie era il medesimo, è stato sufficiente inserire le righe di codice nell'XSDIR in ordine prioritario, poiché MCNP utilizza i primi dati con cui trova corrispondenza tra il numero ZAID dell'input e quello nell'XSDIR. Per la libreria JENDL-5, non essendo disponibili le valutazioni a 293K, sono state scelte le sezioni d'urto valutate a 300K. Tale differenza non è impattante sul risultato, poiché utilizzando un fascio di neutroni non termalizzati, la velocità con cui questi collidono sui nuclei non è confrontabile con la velocità vibrazionale dei nuclei stessi, la quale aumenta all'aumentare della temperatura, ma in questo caso non è rilevante rispetto a quella dei neutroni.

3.1.4 Output

L'esecuzione del codice comporta la produzione di un file di output consultabile, all'interno del quale si trovano le stime finali delle informazioni richieste. L'output contiene, inoltre, una serie di informazioni standard per ogni ciclo, in modo da fornire all'utente

un'idea di come si è evoluto il problema durante la simulazione. Tra le diverse informazioni tracciabili ci sono ad esempio il flusso e la corrente di particelle attraverso le superfici, oppure la carica delle particelle stesse. Inoltre, quantità come il numero di fissioni o di assorbimenti, possono essere valutate dal conteggio di qualsiasi quantità MCNP. Infatti, ogni quantità che può essere espressa tramite la formula in Equazione 3.3, ovvero come prodotto di $\phi(E)$, rappresentante un flusso dipendente dall'energia, e $f(E)$, prodotto o somma delle quantità nelle librerie delle sezioni d'urto, può essere conteggiata.

$$C = \int \phi(E)f(E)dE \quad (3.3)$$

Tra queste diverse quantità, per quanto riguarda l'esecuzione della simulazione per il reattore TAPIRO, nell'output viene stampato per ogni ciclo sia il fattore k sia l'entropia di Shannon. Inoltre, è presente il valore conclusivo k del reattore, valutato tramite stima combinata di diversi metodi (collisione, assorbimento e lunghezza della traccia). Tali metodi richiedono dei calcoli di quantità del tipo C associate alle reazioni [17].

3.1.5 L'entropia di Shannon

L'entropia di Shannon S_I è un concetto parte della teoria dell'informazione, sviluppata da Claude Shannon, ed è definita come il valore medio dell'informazione sui possibili risultati x_i di una variabile aleatoria discreta X , ciascuno con probabilità p_i , si veda l'Espressione 3.4.

$$S_I = -k_I \sum p_i \ln(p_i) \quad (3.4)$$

L'entropia di Shannon indica la mancanza di informazione sul sistema, infatti essa è massima quando il sistema è non-informativo, ovvero quando le probabilità sono uguali [22].

MCNP computa l'entropia di Shannon della distribuzione delle sorgenti di fissione per fornire all'utente una valutazione della convergenza di tale distribuzione. Per stimare tale quantità serve definire una griglia comprendente tutte le superfici fissionabili del problema. Essa può essere definita dall'utente tramite una carta apposita, viceversa, quando questa non viene esplicitata, MCNP utilizza automaticamente una griglia che racchiude tutti i siti di fissione del ciclo. Ad ogni iterazione viene elaborato un risultato salvato nell'output [18].

Per tutte le simulazioni eseguite in questa analisi è stato verificato che fosse raggiunta la convergenza.

3.1.6 Valutazione degli errori

Le variabili di cui è richiesta nota dall'utente sono stampate nell'output insieme all'errore relativo stimato R , valutato come il rapporto tra la deviazione standard della media $S_{\bar{x}}$ e la media stessa \bar{x} . Nel codice, l'errore relativo viene stimato al termine di ogni storia, ovvero di ogni ciclo del metodo Monte Carlo. L'errore R sarà proporzionale a $1/\sqrt{N}$, dove N è il numero di storie.

L'errore stimato si utilizza per formare intervalli di confidenza attorno al valore medio. In particolare, il teorema del limite centrale afferma che la densità di probabilità di un insieme di N variabili casuali indipendenti con varianza finita, sommate assieme, tende ad una distribuzione Gaussiana nel limite $N \rightarrow \infty$.

Per valutare la qualità di un intervallo di confidenza ci sono delle linee guida dipendenti dal range dell'errore relativo: se questo è minore di 0.10, in genere, l'intervallo di confidenza è considerato affidabile.

Essendo l'errore R dipendente dal numero di storie N , si può pensare di ridurlo aumentando tale valore. Ciò comporta però inevitabilmente anche un aumento del tempo di computazione T , poiché esso è proporzionale al numero di storie. La relazione tra queste grandezze è espressa in Equazione 3.5, dove C è una costante positiva [17].

$$R = \frac{C}{\sqrt{T}} \quad (3.5)$$

3.2 Risultati

La seguente analisi verte ad evidenziare due aspetti interessanti, da un lato l'evidente similarità tra le diverse valutazioni delle librerie, dall'altro l'impatto incisivo che una piccola divergenza può comportare sul calcolo di un coefficiente di così elevata importanza per un reattore, quindi conseguentemente il ruolo rilevante che ricoprono le valutazioni delle sezioni d'urto dei materiali.

3.2.1 Il k critico

La prima parte dell'analisi è stata volta a ricercare il k critico per il reattore TAPIRO. La libreria di riferimento utilizzata è stata ENDF/B-VIII.0, perciò tutte le sezioni d'urto degli isotopi di ogni materiale all'interno del reattore sono appartenenti a questa valutazione.

Al fine di ottenere il minor errore possibile nella valutazione del fattore di molteplicità, pari ad 1 pcm, è stato richiesto al codice di reiterare il calcolo per 35000 cicli. Tale computazione ha richiesto un tempo indicativo di 21 ore, con un numero di processori pari a 144, corrispondenti a 3 nodi.

Come già sottolineato più volte, il fattore k può essere modificato tramite la movimentazione di diverse parti del reattore, in questo caso si è scelto di muovere all'unisono le due barre di controllo (BC1 e BC2). Dopo una prima valutazione a barre completamente inserite, il cui risultato corrispondeva ad una situazione di sovra-criticità, si sono estratte le due barre al fine di trovare $k = (1.000\ 00 \pm 0.000\ 01)$.

L'altezza di estrazione trovata, corrispondente alla criticità del reattore, è: $z = -11.375$ cm. Si ricorda che tale valore è riferito al sistema di riferimento ausiliario, definito ugualmente per le due barre tramite due carte di trasformazione (Tr8 e Tr9).

3.2.2 Il confronto tra le diverse librerie

Una volta trovato il valore di estrazione critico per la libreria ENDF/B-VIII.0, sostituendo i codici delle librerie nell'input sono stati rilanciati i calcoli per valutare l'impatto delle diverse valutazioni sui risultati.

Nella Tabella 3.1 e in Tabella 3.2 si trovano i valori del coefficiente k valutati sostituendo rispettivamente solo le valutazioni delle sezioni d'urto del rame ^{63}Cu e ^{65}Cu rispettivamente. I dati riguardanti gli altri materiali sono stati lasciati invariati, quindi MCNP ha utilizzato i valori della libreria ENDF/B-VIII.0.

Libreria	k_{eff}
JEFF3.3	1.00637 ± 0.00001
JENDL-5	1.00147 ± 0.00001
TENDL-2021	1.00102 ± 0.00001

Tabella 3.1: Valori del coefficiente k ottenuti sostituendo nel codice input utilizzato la libreria di riferimento per il rame ^{63}Cu .

Libreria	k_{eff}
JEFF3.3	0.99980 ± 0.00001
JENDL-5	0.99782 ± 0.00001
TENDL-2021	1.00017 ± 0.00001

Tabella 3.2: Valutazioni del coefficiente k stimati sostituendo le librerie in esame per le sezioni d'urto del rame ^{65}Cu .

Osservando le due tabelle appena esposte si può notare come la variazione dei dati utilizzati abbia un effetto evidente sul calcolo del k .

Ponendo le coppie di risultati per ogni libreria a confronto, si può notare che, con la sola eccezione della libreria JENDL-5, la variazione delle sezioni d'urto utilizzate per il ^{65}Cu (Tab. 3.2) comporta delle variazioni inferiori sul risultato, rispetto alla modifica dei dati del rame ^{63}Cu (Tab. 3.1). Ciò può essere dovuto alla differenza delle valutazioni

stesse, ma può essere in parte giustificabile ricordando che il rame ^{65}Cu costituisce solo un 30% del rame totale costituente il riflettore, quindi la differenza tra i dati delle sezioni d'urto di questo isotopo impattano meno sul risultato.

I coefficienti di molteplicità valutati con le differenti librerie si scostano dal valore di criticità ($k = (1.00000 \pm 0.00001)$) con una differenza che va da un minimo pari a 0.017%, trovato con la libreria TENDL-2021, fino ad un massimo di 0.637%, con la libreria JEFF3.3.

Come atteso dall'analisi dei grafici esposti nel Capitolo 2 da Figura 2.1 a 2.24, le diverse valutazioni effettuate sulle sezioni d'urto comportano delle discrepanze sui valori del k più o meno rilevanti, tuttavia la relazione non è diretta poiché serve ricordare che il k deriva da una somma di calcoli e valutazioni che tengono conto di tutte le interazioni, anche quelle meno rilevanti.

3.3 Conclusioni

L'analisi effettuata ha permesso di valutare l'impatto delle sezioni d'urto del rame sui calcoli di criticità per il reattore TAPIRO, evidenziando l'importanza delle valutazioni e, allo stesso tempo, il loro disaccordo.

A tal scopo è stata condotta una doppia analisi, sia grafica, sia quantitativa, ponendo in entrambi i casi particolare interesse all'intervallo energetico compreso tra circa 0.1 MeV e 10 MeV, scelto ricordando che lo spettro energetico dei neutroni pronti di fissione per il reattore TAPIRO presenta un picco a 820 keV e valore medio intorno a 1-2 MeV.

Per quanto riguarda la ricerca grafica, si sono analizzate le valutazioni delle diverse librerie per ogni reazione che potesse derivare dall'interazione tra un neutrone e un nucleo di rame. Si è concentrata l'attenzione principalmente sulle interazioni elastica ed anelastica, in quanto costituiscono le due interazioni con maggiore probabilità di avvenire alle energie di interesse per lo studio eseguito. In particolare, osservando i grafici realizzati con i dati delle sezioni d'urto delle diverse valutazioni, si è notato che l'andamento generale risulta coerente e dal punto di vista qualitativo le valutazioni sono in accordo. Nonostante ciò, ponendo l'attenzione su alcune zone energetiche si sono osservate diverse divergenze, nella maggior parte dei casi dell'ordine del 20%, ma in qualche caso raggiungendo anche valori considerevolmente più alti.

L'analisi quantitativa è stata condotta scegliendo la libreria ENDF/B-VIII.0 come libreria di riferimento e cercando la configurazione del reattore che lo portasse alla criticità. Muovendo le due barre di controllo ed estraendole dal reattore si è ottenuta l'altezza necessaria, pari a $z = -11.375$ cm. Lasciando successivamente la configurazione inalterata, sono state sostituite le sezioni d'urto del rame, per entrambi gli isotopi, utilizzando i dati delle valutazioni analizzate graficamente e poste nei grafici precedenti. Effettuando per

ogni libreria e per ogni isotopo un nuovo calcolo, è stato possibile osservare la variazione del fattore di moltiplicazione dovuto alle diverse sezioni d'urto, ottenendo in tutti i casi una differenza inferiore all'1%. Tale differenza, di piccola entità, comporta comunque un impatto rilevante sul mantenimento della catena di fissioni nel reattore.

In conclusione, confrontando le due analisi condotte, non è possibile trovare una netta corrispondenza tra le discrepanze osservate graficamente e i valori del fattore di moltiplicazione valutati in seguito. Tuttavia, si può affermare che l'impatto delle valutazioni delle sezioni d'urto del rame è evidente e non trascurabile nei calcoli per il reattore.

Bibliografia

- [1] <https://it.euronews.com/green/2023/03/27/nucleare-quali-paesi-ue-sono-a-favore-e-quali-contrari>
- [2] World Nuclear News - Podcast: World Nuclear Performance Report, 01 Agosto 2023
- [3] <https://www.consilium.europa.eu/it/infographics/how-is-eu-electricity-produced-and-sold/>
- [4] Prof. N. Semprini Cesari, *FISICA NUCLEARE E SUBNUCLEARE*, a.a. 2022-2023
- [5] K. S. Krane, *Introductory nuclear physics*
- [6] J. R. Lamarsh, A. J. Baratta, *Introduction to Nuclear Engineering*, 3° edizione
- [7] J. E. Kelly, *Generation IV International Forum: A decade of progress through international cooperation*
- [8] <https://www.enea.it/it/enea/chi-siamo>
- [9] ENEA: *Informazioni generali e dati tecnici del Reattore di Ricerca TAPIRO*
- [10] M. Carta, P. Console Camprini, V. Fabrizio, O. Fiorani, A. Grossi, V. Peluso, A. Santagata, A. Boccia, A. Gardini, C. Bethaz, P. Ravetto, ENEA: *TAPIRO: feasibility study of minor actinides irradiation campaign*
- [11] G. F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement*, Terza edizione
- [12] *International Atomic Energy Agency*: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
- [13] *National Nuclear Data Center*: <https://www.nndc.bnl.gov/qcalc/>
- [14] *National Nuclear Data Center*: nndc.bnl.gov/ensdf/EnsdfDispatcherServlet
- [15] <https://ict.enea.it/cresco/>

- [16] F. Iannone et al., "CRESCO ENEA HPC clusters: a working example of a multi-fabric GPFS Spectrum Scale layout," 2019 International Conference on High Performance Computing & Simulation (HPCS), Dublin, Ireland, 2019, pp. 1051-1052, doi: 10.1109/HPCS48598.2019.9188135
- [17] X-5 Monte Carlo Team, *MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*, 24 Aprile 2003 (revisionato 2 Gennaio 2008)
- [18] *MCNP6TM USER'S MANUAL*, Maggio 2013
- [19] <https://rpg.jaea.go.jp/main/en/ACE-J50/>
- [20] <https://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/jeff33/index.html>
- [21] https://tendl.web.psi.ch/tendl_2021/tar.html
- [22] Prof. Sioli M., *Cenni di termodinamica statistica*, par. 10.5

Ringraziamenti

Desidero riservare questo spazio finale per ringraziare tutte le persone che mi hanno dimostrato il loro affetto e il loro supporto in questi anni.

Innanzitutto, ringrazio il Prof. Cristian Massimi e il Dott. Patrizio Console Camprini, che mi hanno permesso di realizzare questo studio con la loro disponibilità e mi hanno guidato con tutti i loro insegnamenti e il tempo che mi è stato dedicato.

Dedico questa tesi ai miei genitori, Gabriella ed Elio, che ogni giorno mi ricordano quanto sono orgogliosi di me. Vi ringrazio perché ogni volta che sto per cadere so che voi siete pronti a prendermi. Vi ringrazio per il bene infinito che mi volete e perché senza di voi non sarei la persona che sono oggi.

A Giacomo, perché con ogni suo gesto riesce sempre a dimostrarmi quanto crede in me. Grazie per essere sempre lì, per essere il mio paracadute. Grazie per essere la persona con cui posso essere me stessa. Grazie perché mi rendi felice e mi fai sentire fortunata. Grazie per essere speciale.

Ai miei nonni, perché hanno sempre creduto in me, indipendentemente dalle mie scelte hanno sempre pensato che ne valesse la pena e non hanno mai perso occasione per ricordarmelo.

A tutta la mia famiglia, che mi ha sempre sostenuta e mi è sempre stata accanto.

Alla famiglia di Giacomo, che da sei anni mi accoglie nella sua casa piena di amore. A Sara e Antonio e ai nostri pigiama-party, senza i quali questi anni non sarebbero stati così divertenti e pieni di pop-corn.

A Beatrice, per essere la mia migliore amica da dieci anni, per avermi dimostrato nel tempo cosa volesse dire non perdersi mai, sostenersi a vicenda e sapere di avere sempre qualcuno su cui contare.

A Tania, che in pochissimo tempo ha saputo dimostrarmi la sua amicizia e il suo affetto.

A tutti i miei amici, per aver reso questi anni pieni di vita.

Infine, a me stessa.