

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

IAGO DE OLIVEIRA GOMES

**CÁLCULO DE DEPLEÇÃO E INVENTÁRIO DO NOVO COMBUSTÍVEL DO
REATOR ARGONAUTA DO IEN**

Rio de Janeiro

2023

IAGO DE OLIVEIRA GOMES

**CÁLCULO DE DEPLEÇÃO E INVENTÁRIO DO NOVO COMBUSTÍVEL DO
REATOR ARGONAUTA DO IEN**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do Grau de Mestre em Ciências e Tecnologia Nucleares – Tecnologia e Segurança de Reatores Nucleares.

Orientadora: Dra. Maria de Lourdes Moreira

Rio de Janeiro

2023

GOME Gomes, Iago de Oliveira.

Cálculo de depleção e inventário do novo combustível do reator Argonauta do IEN / Iago de Oliveira Gomes – Rio de Janeiro: CNEN/ IEN, 2023.

63p. : il. ; 31 cm.

Orientadora: Maria de Lourdes Moreira

Dissertação (Mestrado em Ciência e Tecnologia Nucleares) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2023. Bibliografia: 52-54.

1.Reator Argonauta. 2.MCNP6. 3.Queima. 4.Inventário. 5.Actínídeos. 6.Produutos de fissão.

CDD
CDU

**CÁLCULO DE DEPLEÇÃO E INVENTÁRIO DO NOVO COMBUSTÍVEL DO
REATOR ARGONAUTA DO IEN**

IAGO DE OLIVEIRA GOMES

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do Grau de Mestre em Ciências e Tecnologia Nucleares – Tecnologia e Segurança de Reatores Nucleares.

Aprovada por:

Dra. Maria de Lourdes Moreira

Dr. Francisco José de Oliveira Ferreira

Dr. Marcos Paulo Cavaliere de Medeiros

**RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL
AGOSTO DE 2023**

AGRADECIMENTOS

Ao amigo Victor Lassance por toda colaboração e paciência sem as quais não seria possível elaborar este trabalho.

À minha orientadora Prof^a. Dra. Maria de Lourdes pelo apoio na realização deste trabalho.

À Marcela, minha esposa, pela compreensão e incentivo durante toda a extensão do curso.

“Sabíamos que o mundo não seria o mesmo.
Algumas pessoas riram, algumas pessoas
choraram, a maioria das pessoas ficou em
silêncio.”

(Robert Oppenheimer)

RESUMO

Neste trabalho foram realizadas simulações de depleção de combustível do reator Argonauta-IEN através do código MCNP6[®] 1.0. O inventário de produtos de fissão e actinídeos com o combustível de U₃O₈ do reator foi calculado para o período de 1965-2018, respeitando as condições atuais do núcleo e tomando como base parâmetros de trabalho de mesma finalidade realizado anteriormente, a fim de buscar concordância entre os dois trabalhos. Também foram calculados inventários para cenários hipotéticos de utilização do reator com o novo combustível de U₃Si₂, simulando parâmetros similares à queima anterior e seguindo as mesmas condições do núcleo. Foram realizados cálculos para os períodos de 01, 05, 10 e 20 anos a potências de 340 W e 1 kW, com uma fração atômica mínima de rastreamento de isótopos de $1,0 \times 10^{-15}$. As massas obtidas para os isótopos ²³⁵U e ²³⁸U nas simulações apresentaram concordância compatível com os valores esperados. Nas simulações com o U₃Si₂, houve um aumento de massa para todos os isótopos (exceto ²³⁵U e ²³⁸U) dos inventários no decorrer dos cenários de 01, 05, 10 e 20 anos a 340 W e 1 kW. Ao final da operação de 20 anos a 1kW, os resultados mostraram que as massas dos actinídeos ²³²Th, ²³⁴U, ²³⁶U, ²³⁷Np e ²³⁹Pu foram superiores às massas encontradas ao final do mesmo período a 340 W. Para o ²⁴⁰Pu, a massa encontrada ao final de 20 anos de operação a 1 kW foi inferior à massa encontrada ao final do mesmo período a 340 W. Quanto aos produtos de fissão, os isótopos de interesse ⁸⁵Kr, ⁹⁰Sr, ¹²⁹I, ¹³⁵Cs e ¹³⁷Cs foram destacados e os resultados mostraram que ao final de 20 anos de operação a 1 kW, as massas para todos os produtos mencionados foram superiores às massas encontradas ao final do mesmo período a 340 W. Comparando os mesmos produtos obtidos ao final desse cenário de 20 anos de operação a 340 W – com o combustível de U₃Si₂, as massas encontradas foram um pouco inferiores em relação ao cenário de operação de 1965-2018 (53 anos) com o combustível de U₃O₈.

Palavras-chave: Reator Argonauta, MCNP6, Queima, Inventário, Actinídeos, Produtos de fissão.

ABSTRACT

In this work fuel depletion simulations of the Argonauta research reactor were done using the MCNP6[®] 1.0 code. The actinides and fission products inventory with the reactor's U₃O₈ fuel was calculated from 1965 to 2018 respecting the current conditions of the core and using operating parameters obtained through a previous study. Inventories were also calculated for hypothetical using scenarios of the reactor with the new U₃Si₂ fuel, simulating a operation like the previous burn and the same core conditions. Simulations were done for 01, 05, 10, and 20 years periods at powers of 340 W and 1 kW, with a minimum atom fraction tracked of 1.0×10^{-15} . The masses found for the ²³⁵U and ²³⁸U isotopes in the simulations were compatible with expected values. In the U₃Si₂ simulations, there was a mass increase for all isotopes (except the ²³⁵U and ²³⁸U isotopes) in the inventories over the scenarios of 01, 05, 10 and 20 years at 340 W and 1 kW. At the end of the 20-year operation at 1kW the results showed that the masses of ²³²Th, ²³⁴U, ²³⁶U, ²³⁷Np e ²³⁹Pu actinides were higher than the masses found at the end of the same period at 340 W. For ²⁴⁰Pu, the mass found at the end of 20-year of operation at 1 kW was lower than the mass for the same period at 340 W. Regarding the fission products inventory, the following interest isotopes ⁸⁵Kr, ⁹⁰Sr, ¹²⁹I, ¹³⁵Cs, ¹³⁷Cs were highlighted and the results showed that at the end of 20 years of operation at 1 kW, the masses for all the mentioned products were higher than the masses found at the end of the same period at 340 W. Comparing the same products at the end of this scenario of 20-year of operation at 340 W with the U₃Si₂ fuel, the masses values found were a little lower compared to the 1965-2018 (53-year) operating scenario with the U₃O₈ fuel.

Keywords: Argonauta Reactor, MCNP6, Burnup, Inventory, Actinides, Fission yields.

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

| | |
|--|----|
| Figura 1: Registro de eventos de um nêutron incidente em material físsil | 16 |
| Figura 2: Cadeias de interesse de Urânio | 18 |
| Figura 3: Radiotoxicidade de combustível utilizado..... | 23 |
| Figura 4: Método MCNP6™ e CINDER90..... | 28 |
| Figura 5: Perspectiva em corte do reator Argonauta..... | 31 |
| Figura 6: Núcleo do reator Argonauta | 32 |
| Figura 7: Elementos combustíveis | 33 |
| Figura 8: Configuração atual do Argonauta..... | 34 |
| Figura 9: Corte do núcleo simulado obtido através do VisED | 38 |
| Figura 10: Tempo de operação por semana do reator para os períodos de queima | 39 |

LISTA DE TABELAS

| | |
|---|----|
| Tabela 1: Tabelas de seção de choque..... | 36 |
| Tabela 2: Actínídeos de meia-vida longa 1965-2018 | 40 |
| Tabela 3: Produtos de fissão de interesse obtidos 1965-2018..... | 40 |
| Tabela 4: Actínídeos de meia-vida longa para 01 ano de operação a 340 W | 43 |
| Tabela 5: Actínídeos de meia-vida longa para 05 anos de operação a 340 W..... | 43 |
| Tabela 6: Actínídeos de meia-vida longa para 10 anos de operação a 340 W..... | 44 |
| Tabela 7: Actínídeos de meia-vida longa para 20 anos de operação a 340 W..... | 44 |
| Tabela 8: Actínídeos de meia-vida longa para 01 ano de operação a 1 kW..... | 44 |
| Tabela 9: Actínídeos de meia-vida longa para 05 anos de operação a 1 kW..... | 45 |
| Tabela 10: Actínídeos de meia-vida longa para 10 anos de operação a 1 kW..... | 45 |
| Tabela 11: Actínídeos de meia-vida longa para 20 anos de operação a 1 kW..... | 45 |
| Tabela 12: Produtos de fissão de interesse para 01 ano de operação a 340 W | 46 |
| Tabela 13: Produtos de fissão de interesse para 05 anos de operação a 340 W | 46 |
| Tabela 14: Produtos de fissão de interesse para 10 anos de operação a 340 W | 46 |
| Tabela 15: Produtos de fissão de interesse para 20 anos de operação a 340 W | 47 |
| Tabela 16: Produtos de fissão de interesse para 01 ano de operação a 1 kW | 47 |
| Tabela 17: Produtos de fissão de interesse para 05 anos de operação a 1 kW..... | 47 |
| Tabela 18: Produtos de fissão de interesse para 10 anos de operação a 1 kW..... | 48 |
| Tabela 19: Produtos de fissão de interesse para 20 anos de operação a 1 kW..... | 48 |

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

| | |
|------|--|
| ACTL | – Evaluated Neutron Activation Cross Section Library |
| CNEN | – Comissão Nacional de Energia Nuclear |
| EUA | – Estados Unidos da América |
| ENDF | – Evaluated Nuclear Data File |
| ENDL | – Evaluated Nuclear Data Library |
| EPDL | – Evaluated Photon Data Library |
| IEN | – Instituto de Engenharia Nuclear |
| IPEN | – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares |
| LANL | – Los Alamos National Laboratory |
| MC | – Monte Carlo |
| MCNP | – Monte Carlo N-Particle |
| ZAID | – Identificação de Materiais no MCNP |

SUMÁRIO

| | |
|---|-----------|
| 1. INTRODUÇÃO | 13 |
| 1.1. OBJETIVO GERAL..... | 14 |
| 1.1.1. Objetivo específicos | 14 |
| 1.2. JUSTIFICATIVA | 14 |
| 2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA | 15 |
| 2.1. MÉTODO MONTE CARLO..... | 15 |
| 2.1.1. Diferenças para o método determinístico | 16 |
| 2.1.2. Confiança do método | 17 |
| 2.2. DEPLEÇÃO DE COMBUSTÍVEL | 17 |
| 2.2.1. Análise de depleção | 19 |
| 2.2.2. Algoritmo CINDER90 | 20 |
| 2.3. INVENTÁRIO DE RADIONUCLÍDEOS..... | 22 |
| 2.3.1. Reatores rápidos e avançados | 24 |
| 2.4. CÓDIGO MCNP® | 25 |
| 2.4.1. Criticalidade | 26 |
| 2.4.2. Tabelas de seção de choque | 26 |
| 2.4.3. Cálculo de queima | 27 |
| 2.5. O REATOR ARGONAUTA | 30 |
| 2.5.1. Histórico | 30 |
| 2.5.2. Características | 30 |
| 2.5.3. Segurança | 32 |
| 2.5.4. Combustível | 33 |
| 3. METODOLOGIA | 35 |
| 3.1. CARACTERÍSTICAS GERAIS DAS SIMULAÇÕES..... | 35 |
| 3.2. SIMPLIFICAÇÕES E LIMITAÇÕES DO CÁLCULO | 37 |
| 4. RESULTADOS E DISCUSSÃO | 38 |
| 4.1. ESTUDO DE CASO 1..... | 38 |
| 4.1.1. Inventários | 39 |
| 4.2. ESTUDO DE CASO 2..... | 42 |
| 4.2.1. Inventários | 43 |
| 5. CONCLUSÃO | 50 |
| 5.1. Sugestões de trabalhos futuros | 51 |

| | |
|--|-----------|
| REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS | 52 |
| ANEXO A – INVENTÁRIO OBTIDO DE PRODUTOS DE FISSÃO 1965-2018..... | 55 |
| ANEXO B – INVENTÁRIO OBTIDO DE PRODUTOS DE FISSÃO PARA 20 ANOS DE OPERAÇÃO COM U3SI2 A 340 W..... | 58 |
| ANEXO C – INVENTÁRIO OBTIDO DE PRODUTOS DE FISSÃO PARA 20 ANOS DE OPERAÇÃO COM U3SI2 A 1 KW | 61 |

1. INTRODUÇÃO

Os reatores nucleares de pesquisa são ferramentas de investigação que permitem a aquisição de diversos conhecimentos. Tais instalações são utilizadas para atividades como: irradiação e teste de materiais, produção de radioisótopos e radiotraçadores, formação de recursos humanos etc. Assim como os reatores nucleares de potência, os reatores nucleares de pesquisa utilizam o princípio básico da fissão do núcleo de determinados isótopos através de nêutrons com energias específicas e são formados por uma combinação de componentes de variados materiais e formas geométricas.

A montagem tridimensional e as características de interação de cada material, além de diversos parâmetros neutrônicos, fazem com que a utilização dessas instalações de forma segura e viável exija um elevado grau de complexidade. Ao longo dos anos, recursos computacionais vêm sendo largamente empregados na solução de problemas envolvendo reatores nucleares e, evoluíram desde simulações simples até poderosas e sofisticadas ferramentas utilizadas para análise de reatores. Dentre elas destacam-se os códigos baseados no método de Monte Carlo (MC).

O MC é um método baseado em amostragem estatística, que faz uso da aleatoriedade de números para solucionar problemas complexos de maneira diferente dos métodos matemáticos convencionais determinísticos. É comumente utilizado na indústria nuclear, sendo capaz de simular de forma detalhada estruturas físicas e parâmetros de reatores. Uma das aplicações no setor nuclear de códigos baseados em MC é o cálculo de queima e depleção de combustível, capaz de prever o esgotamento de material físsil e gerar inventários de radionuclídeos para reatores.

Motivado por esses aspectos, neste trabalho pretendeu-se utilizar o código *Monte Carlo N-Particle*[®] (MCNP[®]) para realizar uma simulação de depleção de combustível do reator Argonauta, localizado no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Justifica-se tal trabalho pela necessidade de analisar o licenciamento do novo combustível, bem como o acúmulo de produtos de fissão após determinados períodos de utilização da instalação.

1.1. OBJETIVO GERAL

O objetivo deste trabalho é realizar um cálculo de depleção de combustível do reator Argonauta através de simulação computacional utilizando o código MCNP6®.

1.1.1. Objetivo específicos

- a. Calcular o inventário de produtos de fissão e actínídeos com o combustível atual do reator;
- b. Avaliar a concordância dos resultados com outro inventário obtido através de trabalho anterior de diferente metodologia;
- c. Calcular o inventário de produtos de fissão e actínídeos para cenários com o novo combustível do reator.

1.2. JUSTIFICATIVA

O reator Argonauta tem sido ao longo dos anos uma importante ferramenta para o desenvolvimento de pesquisas em física de reatores experimental, física de nêutrons, análises não destrutivas e por ativação neutrônica, radiotraçadores, ensino etc. Com a substituição do combustível, o cálculo de depleção torna-se importante para análise do licenciamento dos novos elementos e avaliação de risco e estudo de consequências radiológicas em acidentes hipotéticos da instalação. Além disso, os produtos encontrados no combustível ao final da queima podem ser aproveitados no futuro em reatores rápidos. Através do MCNP é possível realizar cálculos de transmutação, ativação e queima em reatores e outros sistemas.

2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

Neste capítulo será apresentada uma visão geral do método Monte Carlo e os principais conceitos relacionados ao estudo de depleção de combustível em reatores nucleares, do código computacional MCNP e de inventário de produtos de fissão, além de uma breve descrição do reator Argonauta.

2.1. MÉTODO MONTE CARLO

O método Monte Carlo se baseia na amostragem aleatória de números para atingir um resultado. Em outras palavras, pode ser entendido como o processo de repetir um experimento n vezes, utilizando números gerados aleatoriamente que seguem a mesma distribuição de dados para simular uma variável do problema. Dessa forma, é possível obter aproximações numéricas de funções complexas em que é muito difícil (ou até mesmo impossível) obter uma solução determinística. Para Gentle (1998), simulações de Monte Carlo são um caminho fácil e expressivo para compreender um fenômeno de interesse.

Segundo Hammersley (1964), o nome "Monte Carlo" surgiu durante a Segunda Guerra Mundial, porém, a existência do método remete a bem antes disso. Sua utilização, no entanto, era considerada impraticável antes do surgimento da computação digital de alta capacidade, pela grande quantidade de cálculos demandados. Com o avanço da tecnologia, o método MC tornou-se uma excelente ferramenta para simulação de experimentos que envolvem variáveis aleatórias em diversas áreas do conhecimento nos quais os métodos determinísticos são incapazes de prover uma modelagem para o problema. Ciências exatas, biológicas, biomédicas e até o mercado financeiro são exemplos dos diferentes propósitos para os quais existem uma variedade de códigos baseados em Monte Carlo atualmente (LIMA; PEIXOTO, 2007).

Na área nuclear, a aplicação do método para o transporte de partículas consiste em seguir cada uma das muitas partículas de uma fonte radioativa ou de fissão, do "início de suas vidas até a morte". As distribuições de probabilidade são amostradas

aleatoriamente usando dados de transporte para determinar o resultado em cada etapa da vida da partícula (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2008). A Figura 1 apresenta o registro de eventos de um nêutron incidente em material físsil.

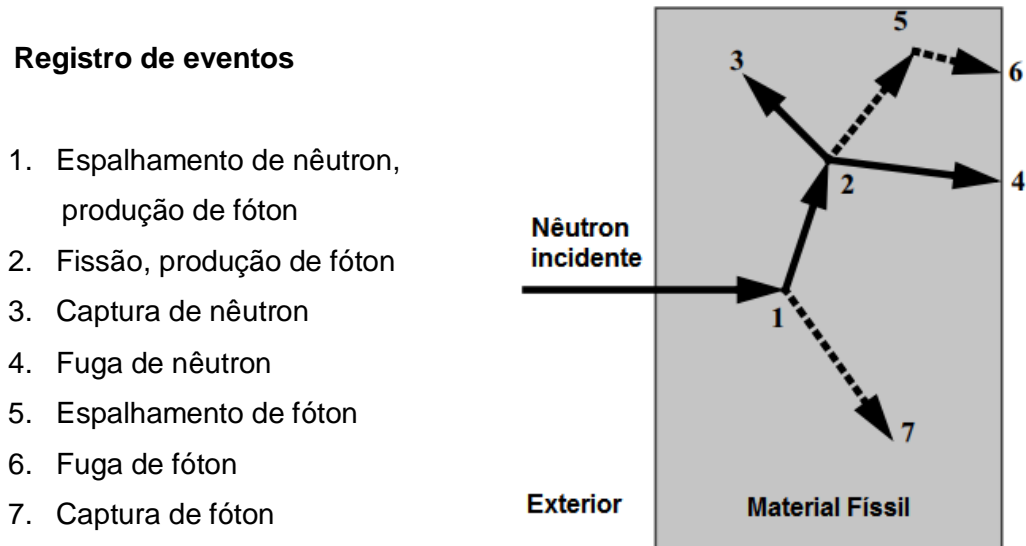


Figura 1: Registro de eventos de um nêutron incidente em material físsil

Fonte: X-5 Monte Carlo Team (2008)

2.1.1. Diferenças para o método determinístico

O método Monte Carlo é bastante diferente do método determinístico no que diz respeito ao transporte de partículas. No método determinístico, a equação de transporte é resolvida para o comportamento médio da partícula, dividindo o problema em unidades discretas de espaço e tempo e seguindo o movimento das partículas entre as unidades. Já com Monte Carlo as respostas são obtidas simulando partículas individuais e registrando seu comportamento estatisticamente mais provável. A média desse comportamento no sistema é então inferida a partir das partículas simuladas figurando como resultado esperado (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2008).

Assim, o método Monte Carlo é adequado para problemas tridimensionais complicados dependentes do tempo e permite especificações de geometria exatas, fornecendo informações sobre contagens específicas solicitadas pelo usuário. Já os métodos determinísticos resolvem a equação de transporte para unidades discretas e

usam aproximações médias para espaço, tempo e energia (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2008).

2.1.2. Confiança do método

Em MC o erro relativo estimado pode ser usado para formar intervalos de confiança sobre a média estimada uma vez que o comportamento médio das partículas no sistema físico é inferido através do Teorema do Limite Central. Esse teorema afirma que, à medida que o número de histórias se aproxima do infinito, há 68% de chance de que o resultado verdadeiro esteja no intervalo $\bar{x}(1 \pm R)$ e 95% de chance no intervalo $\bar{x}(1 \pm 2R)$. Vale destacar que esses intervalos se referem apenas à precisão estatística do cálculo MC em si e não à exatidão.

2.2. DEPLEÇÃO DE COMBUSTÍVEL

Durante a operação de um reator nuclear as densidades atômicas de vários isótopos no núcleo sofrem mudanças constantemente devido aos processos de fissão, captura neutrônica e decaimento radioativo. Com o passar do tempo, essas mudanças na composição isotópica no núcleo resultam em mudanças nos parâmetros do reator, como por exemplo: diminuição da concentração de nuclídeos férteis e aumento da concentração de produtos de transmutação (por captura neutrônica) e redução da concentração de isótopos físséis (pelas reações de fissão) com a produção de uma grande quantidade de produtos de fissão, os quais são em sua maioria radioativos e subsequentemente decairão em outros isótopos. Assim, monitorar a concentração isotópica do núcleo de um reator nuclear é uma tarefa de extrema importância (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

A análise de depleção do combustível trata de prever as mudanças que acontecem a longo prazo na composição do combustível nuclear, causadas pela exposição ao fluxo de nêutrons durante a operação do reator. Nessa análise, uma variedade de processos deve ser monitorada, como: o consumo de nuclídeos físséis

(queima de combustível), a conversão de isótopos férteis em isótopos físséis e a produção de diversos produtos de fissão. Um cálculo de queima completo envolve a solução das equações complementares de taxa de reação descrevendo o processo para centenas de tipos diferentes de isótopos no núcleo do reator (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976). A complexidade da cadeia de decaimento e produção de novos isótopos torna o cálculo extremamente difícil, exigindo algumas estratégias de resolução.

Na prática, aproximações normalmente são introduzidas para simplificar esses cálculos. Por exemplo, os únicos produtos de fissão que geralmente são tratados explicitamente são aqueles com grandes seções de choque de captura, como ^{135}Xe e ^{149}Sm . Os demais produtos de fissão são englobados em um ou outros grupos, caracterizados por uma seção de choque efetiva. Nuclídeos além desses com uma meia-vida curta são omitidos do cálculo de queima (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976). A Figura 2 apresenta cadeias de interesse de Urânio.

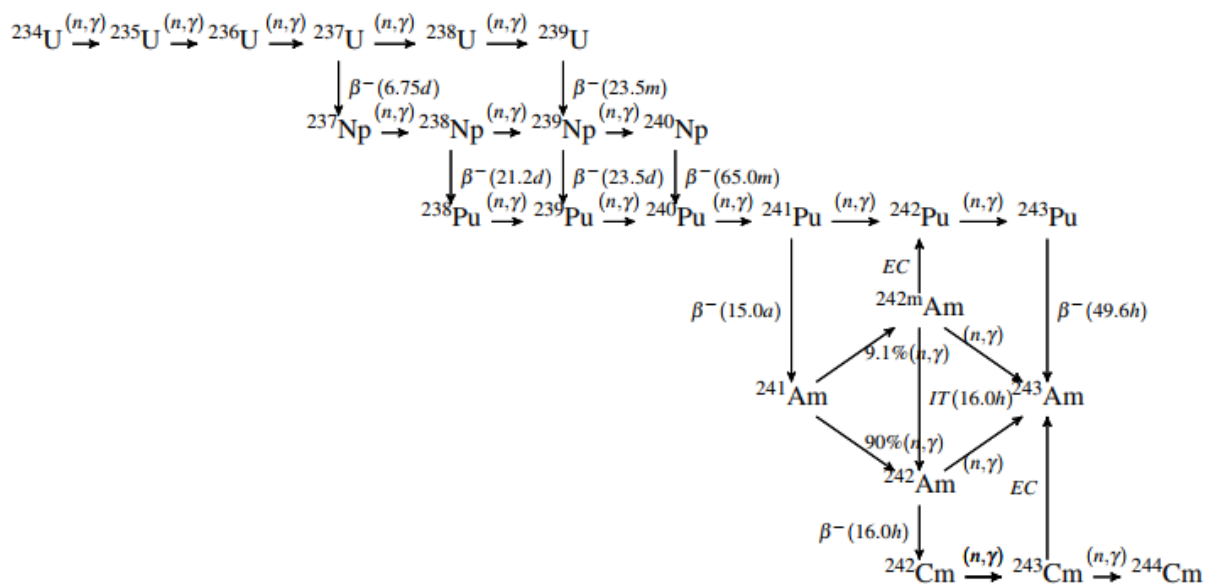


Figura 2: Cadeias de interesse de Urânio
Fonte: HEIMLICH et al., (2018)

2.2.1. Análise de depleção

Para analisar a depleção e queima do combustível toma-se a equação diferencial que descreve a taxa de variação na densidade de átomos de um determinado nuclídeo, a qual é construída como a soma das taxas de ganhos e perdas na densidade dos nuclídeos. As perdas são devido à transmutação, decaimento radioativo e reações de absorção de partículas produzindo nuclídeos filhos e produtos que são diferentes do original. Os ganhos vêm da transmutação de outros nuclídeos com o nuclídeo original como filho ou produto da reação. Para algumas aplicações uma constante adicional de taxa de produção pode ser incluída (BRATTON, 2012 apud WILSON, et al., 2008). A equação diferencial é mostrada na equação 1.

$$\frac{dN_m(r,t)}{dt} = -N_m(r,t)\beta_m + \bar{Y}_m + \sum_{k \neq m} N_k(r,t)\gamma_{k \rightarrow m} \quad (1)$$

Onde β_m (equação 2) é a probabilidade de transmutação total do nuclídeo m e $\gamma_{k \rightarrow m}$ (equação 3) é a probabilidade do nuclídeo k transmutando por decaimento ou absorção no nuclídeo m (FENSIN et al., 2009).

$$\beta_m = \lambda_m + \sum_j \int \sigma_{m,j}(E)\Phi(r,E,t)dE \quad (2)$$

$$\gamma_{k \rightarrow m} = \sum_{m \neq k} L_{km}\lambda_k + \sum_{m \neq k} \sum_j \int Y_{km,j}(E)\sigma_{k,j}(E)\Phi(r,E,t)dE \quad (3)$$

Como as probabilidades de transmutação dependem do fluxo integrado no tempo, o qual por si depende também da densidade atômica integrada no tempo, a equação 1 torna-se não linear.

2.2.2. Algoritmo CINDER90

O CINDER90 é um código de transmutação originado no *Bettis Atomic Power Laboratory* (EUA) que possui uma biblioteca de seções de choque de 63 grupos de energia e, através de seu algoritmo, calcula a densidade atômica e densidade de atividade de todo e cada nuclídeo presente em um tempo especificado (SUNG-MIN; MYUNG, 2014). Através do algoritmo empregado pelo CINDER90, inicialmente assume-se que as probabilidades transmutação β_m e $\gamma_{k \rightarrow m}$ são constantes para linearizar o processo descrito pela equação 1. Dessa forma, o fluxo é considerado constante para o intervalo de tempo para o qual a solução é calculada. O conjunto de equações diferenciais que descreve todos os nuclídeos é acoplado (visto que cada equação está inter-relacionada e contém informações de densidade de átomos de outros nuclídeos) e então reduzido a um conjunto de equações diferenciais lineares independentes usando cadeias de Markov. O método, assim denominado em homenagem ao matemático russo Andrei Markov, considera que dado um estado atual, estados futuros são independentes dos estados passados (FENSIN et al., 2009).

Usando Markov, cadeias lineares são criadas para cada caminho de transmutação de nuclídeos a partir das concentrações especificadas do nuclídeo inicial (BRATTON, 2012 apud HENDRICKS-LANL, 2008). A equação 4 é gerada a partir das cadeias lineares para todos os nuclídeos.

$$\frac{dN_i}{dt} = \bar{Y}_i + N_{i-1}(t)\gamma_{i-1} - N_i(t)\beta_i \quad (4)$$

Onde γ_{i-1} é a probabilidade de transmutação de formação do nuclídeo i . Dessa forma, a equação diferencial que governa o cálculo é associada apenas a quaisquer elementos anteriores na sequência linear, para os quais todos os parâmetros são conhecidos e as soluções foram obtidas, levando ao i -ésimo elemento de forma iterativa. A solução de cada cadeia linear determina uma densidade parcial de nuclídeos e cada densidade parcial de nuclídeos calculada a partir de uma cadeia linear é somada para determinar o inventário total. A solução geral para uma

sequência linear de núclídeos associados por qualquer sequência de absorção de partículas ou decaimento radioativo é mostrada na equação 5 (BRATTON, 2012 apud HENDRICKS- LANL, 2008).

$$N_n(t) = \sum_{m=1}^n \prod_{k=m}^{n-1} \gamma_k \left\{ \bar{Y}_m \left[\frac{1}{\prod_{l=m}^n \beta_l} - \sum_{j=m}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=m, \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right] + N_m^0 \sum_{j=m}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=m, \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right\} \quad (5)$$

Cada caminho para cada núclídeo definido pelos dados disponíveis é seguido até que os testes de significância falhem (FENSIN et al., 2009). O algoritmo do CINDER90 usa uma quantidade chamada *passby* (Pm) para quantificar a transmutação de um determinado núclídeo e determinar os elementos significantes do caminho (valor limite). O *passby* trata do número de átomos de um núclídeo transmutados durante o passo de tempo e o seu valor limite, o qual deve ser definido pelo usuário e é o que determina se uma sequência será encerrada (BRATTON, 2012 apud HENDRICKS-LANL, 2008). A equação 6 demonstra numericamente o *passby*.

$$P_m(t) = \int_0^t N_m(t') \beta_m dt' \quad (6)$$

Assim, o CINDER90 é comumente utilizado em reatores para os cálculos de queima de combustível (*fuel burnup*), uma vez que segue a queima temporal de material físsil e a produção associada de produtos de fissão. Mais detalhes sobre a realização do cálculo de queima através do CINDER90 (como sub-rotina no MCNP) serão discutidos na seção 2.4.3 deste trabalho.

2.3. INVENTÁRIO DE RADIONUCLÍDEOS

A produção de radionuclídeos proveniente da operação de reatores ocorre como resultado das reações nucleares que acontecem durante o funcionamento dessas instalações. A composição do inventário irá depender de fatores como tipo de combustível, condições operacionais, materiais do reator dentre outros. Além de afetarem parâmetros como fluxo, reatividade e distribuição de potência do reator, a produção dos produtos de fissão e actínídeos gerados durante a operação desses reatores também é motivo de preocupação pelo seu potencial risco à saúde, seja pela liberação de material radioativo para o meio ambiente em caso de um acidente catastrófico ou pela gestão de seu armazenamento a longo prazo após a remoção do combustível do reator. Assim, compreender e monitorar esses produtos é fundamental para garantir a segurança operacional, gerenciamento de resíduos e proteção ambiental da instalação.

Todo âmbito de segurança de uma instalação com a presença desses materiais deve garantir que os produtos de fissão, com meias-vidas curtas ou longas, sejam protegidos para impedir eventuais casos de liberação acidental ou intencional para o meio ambiente. As quantidades produzidas, volatilidade das formas químicas, capacidade de penetração na contenção do reator e outras barreiras projetadas contra sua liberação/remoção são exemplos de parâmetros a serem avaliados. Além disso, também deve-se levar em conta os mecanismos pelos quais tais materiais causam danos biológicos. Radioiodo, gases nobres, estrôncio e cério são alguns dos isótopos de maior importância a serem analisados no estudo de acidentes hipotéticos (LEWIS, 2008).

No que diz respeito ao armazenamento de longo prazo, apenas os isótopos com meias-vidas longas são motivo de preocupação, visto que aqueles com meia-vida de alguns anos ou menos podem ser facilmente armazenados em depósitos temporários até que sua radioatividade se esgote. Os produtos de fissão com meias-vidas de várias décadas devem ficar isolados por centenas de anos. Os actínídeos, embora produzidos em quantidades menores que os produtos de fissão, possuem meias-vidas medidas em milhares de anos ou mais, criando desafios para seu armazenamento e eliminação a longo prazo. Plutônio, netúnio, amerício e outros produzidos pela captura sucessiva de nêutrons em urânio e seus subprodutos durante

a operação do reator são alguns dos exemplos (LEWIS, 2008). A figura 3 apresenta o fator de risco dependente do tempo para resíduos de combustível utilizado, armazenado sem reprocessamento, em relação à do urânio originário.

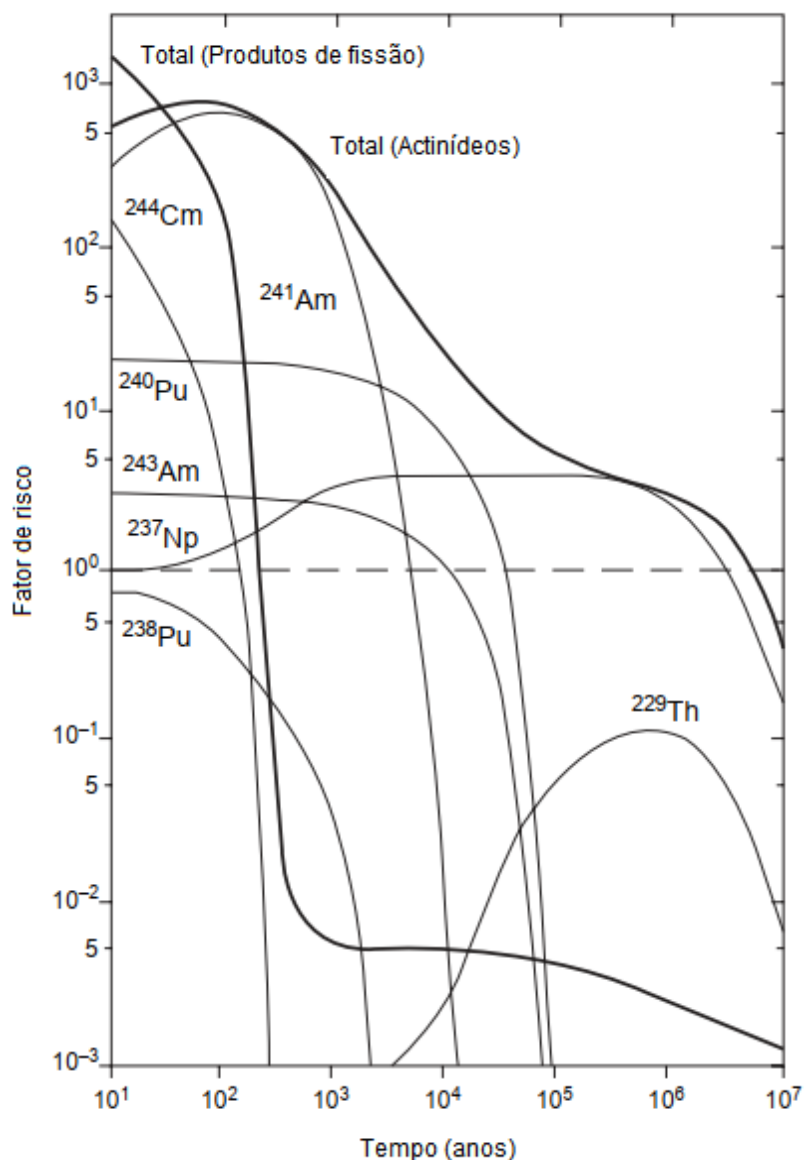


Figura 3: Radiotoxicidade de combustível utilizado
 Fonte: Adaptado de LEWIS, 2008 apud KOCH (1986)

Nota-se que para intervalos de tempo de mais de um século após o desligamento do reator, praticamente todos os resultados de radioatividade provém de actinídeos ao invés de produtos de fissão. Por conta disso, cada vez mais atenção está sendo direcionada para tecnologias de reprocessamento do combustível utilizado a fim de reciclá-lo, podendo dessa forma aumentar a quantidade de energia

aproveitada em relação aos resíduos radioativos de meia-vida longa criados (LEWIS, 2008).

2.3.1. Reatores rápidos e avançados

O desenvolvimento a longo prazo da energia nuclear como parte da futura cadeia de energia global exigirá a utilização da tecnologia dos reatores rápidos, os quais são capazes de prover um uso muito mais eficiente dos recursos disponíveis no átomo do urânio, queimando os actínídeos deixados intactos no combustível utilizado dos reatores convencionais. Diferentemente das tecnologias empregadas apenas para a redução da composição de actínídeos, com a utilização dos reatores rápidos é possível aumentar a quantidade de energia produzida em relação à consumida. Dessa forma, esse processo pode estender a vida dos programas de energia nuclear por milhares de anos, além de fechar o ciclo do combustível, reciclando parte do material radioativo produzido que de outra forma se tornaria resíduo nuclear de alto nível de radiação e longa meia-vida (IAEA, 2022).

Os núcleos de reatores rápidos contêm tão pouco material de baixa massa atômica quanto possível, a fim de impedir a desaceleração dos nêutrons por espalhamento elástico. O combustível dos reatores rápidos pode ser metálico ou cerâmico, encapsulado em revestimento metálico. Os metais líquidos são o tipo de refrigerante mais utilizado pelo peso atômico, propriedades de transferência de calor e empregabilidade em sistemas de baixa pressão, sendo os reatores rápidos resfriados a sódio os *designs* mais comuns atualmente. Deve-se destacar que, como o sódio reage violentamente com a água, esses reatores requerem a instalação de um trocador de calor intermediário entre o núcleo e o gerador de vapor. Reatores rápidos resfriados a gás oferecem uma alternativa aos sistemas refrigerados por metal líquido, uma vez que a baixa densidade do gás faz com que não ocorra nenhum efeito apreciável sobre o espectro de nêutrons. Porém, para alcançar o transporte de calor adequado são necessários alta pressão e grandes aumentos de temperaturas no refrigerante (LEWIS, 2008).

Reatores rápidos e avançados resfriados a sódio, a chumbo e chumbo-bismuto e a gás estão sendo desenvolvidos internacionalmente com os mais altos padrões de

segurança, proteção física, sustentabilidade, economia e políticas de não-proliferação. O reator rápido resfriado a sódio, tecnologia mais próspera entre as demais, já possui unidades de demonstração e operação em diversos países como China, França, Alemanha, Índia, Japão, Rússia, Reino Unido e Estados Unidos (IAEA, 2022). Por exemplo, o reator chinês TMSR-LF1 (*Thorium-Powered Molten-Salt Reactor*), obteve sua licença de operação concedida em junho de 2023 no Instituto de Física Aplicada de Shanghai-SINAP (WNN, 2023). Além desse e de outros projetos atuais de construção de reatores rápidos, vários países estão envolvidos na pesquisa e desenvolvimento de reatores inovadores ou Geração IV.

2.4. CÓDIGO MCNP®

O MCNP é um código de transporte Monte Carlo de uso geral desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Los Alamos (EUA) para investigar diversos tipos de partículas em amplas faixas de energias. O lançamento da primeira versão do MCNP ocorreu em 1977, com intuito de realizar cálculos de transporte de nêutrons e fótons. Através do código é possível desenvolver uma configuração tridimensional arbitrária de materiais em células geométricas delimitadas por superfícies de primeiro e segundo grau. Além da definição da geometria, deve ser informado o material que compõe cada célula bem como sua densidade, biblioteca de seção de choque para cada isótopo, a localização e as características da fonte, contagens desejadas e outros parâmetros de interesse no modelo. Recursos padrão importantes que tornam o MCNP versátil são uma fonte de criticidade, fonte de superfície, estrutura de registro flexível, um abrangente espectro de técnicas de redução de variância além de plotadores de geometria e do arquivo saída (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2008).

2.4.1. Criticalidade

O cálculo de criticalidade no MCNP deve ser configurado pelo usuário através do fornecimento de alguns parâmetros: número de nêutrons por ciclo; valor inicial arbitrário para fator de multiplicação de nêutrons (k_{eff}) e número de ciclos ativos e inativos (BREWER, 2009). Os ciclos inativos são aqueles executados para convergir a distribuição inicial da fonte de fissão antes da coleta dos resultados. O fator de multiplicação de nêutrons (k_{eff}) é a razão entre o número de nêutrons em uma dada geração pelo número de nêutrons da geração anterior e o seu valor arbitrário inicial está relacionado apenas à criação de pontos de origem de uma fissão para os ciclos subsequentes de k_{eff} . O número total de ciclos ativos e o número de nêutrons por ciclo afeta diretamente a precisão estatística dos resultados e, em casos de necessidade de maior precisão e/ou geometria grandes, o número de nêutrons por ciclo deve ser aumentado.

Outro aspecto importante do cálculo de criticalidade no MCNP é a posição das fontes de nêutrons, sendo formada pela distribuição da reação de fissão do ciclo anterior. A física da interação das partículas, incluindo definições de peso e trajetória, também são de suma importância para a entrada de dados e compreensão de resultados no MCNP, bem como as extensas bibliotecas de seções de choque, programadas para conter o máximo de detalhes de dados nucleares necessários para reproduzir a realidade.

2.4.2. Tabelas de seção de choque

O MCNP utiliza bibliotecas de energia contendo dados nucleares e atômicos com nove classes de tabelas de dados: (1) dados de interação de nêutrons de energia contínua; (2) dados de interação de nêutrons de reação discreta; (3) dados de interação fotoatômica de energia contínua; (4) dados de interação fotonuclear de energia contínua; (5) seções de choque de dosimetria de nêutrons; (6) dados $S(\alpha,\beta)$ de nêutrons térmicos; (7) nêutrons multigrupos, nêutrons/fótons acoplados e

partículas carregadas disfarçadas de nêutrons; (8) fótons multigrupos; e (9) dados de interação de elétrons (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2008).

As tabelas de seção de choque devem ser informadas para cada isótopo e sua escolha está ligada tanto ao tipo quanto a temperatura de um material, assim como os grupos de energia considerados na sua obtenção. Cada tabela de dados é identificada por um ZAID, que possui o formato geral: ZZZAAA.nnX; onde ZZZ é o número atômico, AAA é o número de massa, nn é o identificador de avaliação exclusivo e X indica a classe de dados. As fontes primárias de dados nucleares são: ENDF, ACTI, ENDL, EPDL, ACTL, *Livermore Complilations* e *Nuclear Physics Group* de Los Alamos. Mais de 800 tabelas de interação de nêutrons estão disponíveis para cerca de 100 elementos e isótopos diferentes. Além de tentar reproduzir fielmente os dados reais avaliados tanto quanto possível, a preparação das tabelas de dados deve permitir que novos dados sejam trazidos para o pacote MCNP em tempo hábil, dando aos usuários acesso às revisões mais recentes (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2008).

2.4.3. Cálculo de queima

Ao longo dos anos o MCNP foi sendo aprimorado e recebeu novas capacidades e funcionalidades. O cálculo de queima de combustível (*burnup*) foi incluído pela primeira vez no MCNPX 2.6.0, em abril de 2008. Tal cálculo, no MCNP6, é realizado através da sub-rotina de queima CINDER90 e simula a produção de isótopos de produtos de fissão e actinídeos no combustível, uma vez que o MCNP e o CINDER90 foram complementados internamente para cálculos de depleção e queima de combustível. A análise de depleção é um processo interligado que envolve cálculos de fluxo em estado estacionário no MCNP e cálculos de depleção de nuclídeos através do CINDER90, sendo capaz de rastrear até 3400 isótopos e seguir seus decaimentos. As interações neutrônicas desses isótopos são rastreadas usando seções de choque baseadas em um espectro contínuo com 63 grupos de energia a partir do sistema do reator (LANL, 2013). De maneira geral, a sub-rotina CINDER90 constrói cadeias de interações de nuclídeos e segue todas as possibilidades até que elas sejam menores que um valor limite.

O MCNP executa cálculos de estado estacionário para determinar o autovalor do sistema (K_{eff}) com fluxos de 63 grupos de energia, taxas de reação integradas em energia, multiplicidade de fissão e energia recuperável por fissão para uma etapa de tempo. Os resultados são então inseridos no CINDER90 que realiza os cálculos de depleção e gera novas densidades numéricas correspondentes ao inventário no final do passo de tempo. As novas densidades numéricas são inseridas de volta no MCNP que gera um novo conjunto de fluxos e taxas de reação para o inventário de nuclídeos atualizado (BRATTON, 2012). O processo é mostrado no fluxograma da figura 3.

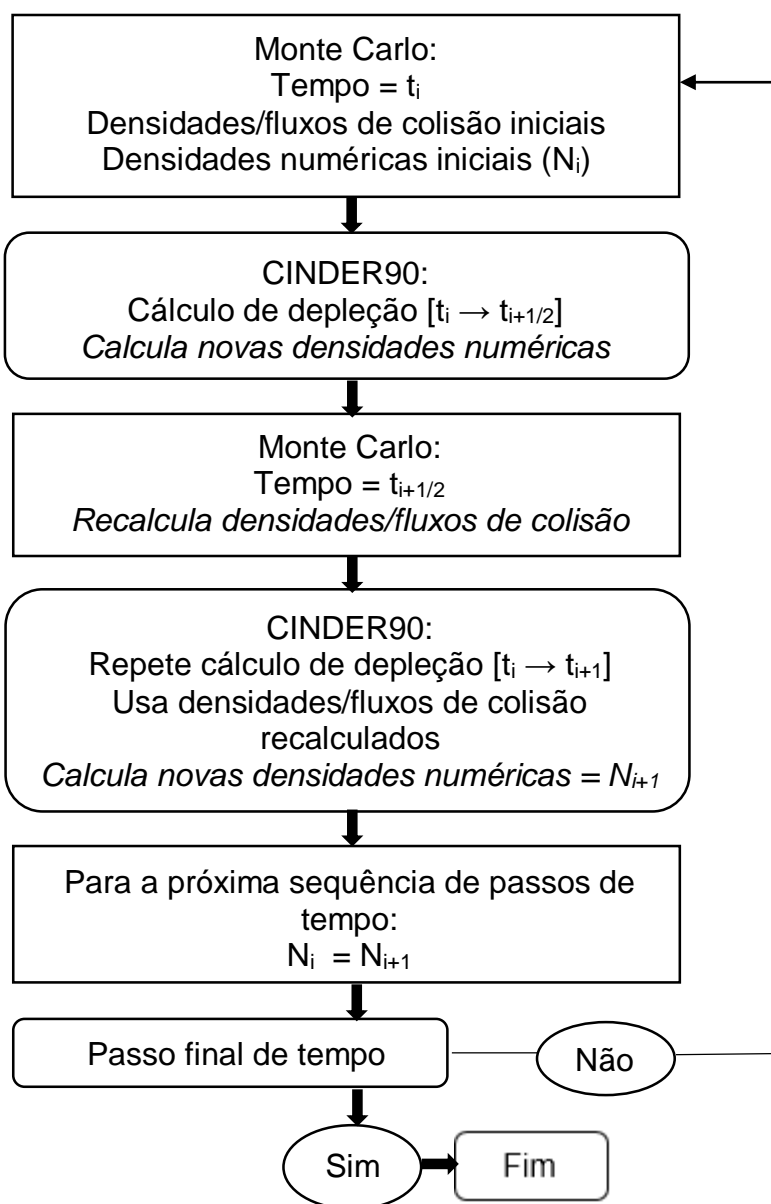


Figura 4: Método MCNP6™ e CINDER90
Fonte: TRELLE et al. (2011)

Esse processo é repetido iterativamente conforme definido pelo usuário. A fim de linearizar os cálculos de densidade de núclídeos, o MCNP assume que o fluxo é constante ao longo de uma etapa de queima, mas, como na realidade o fluxo e o inventário de núclídeos influenciam um ao outro, um preditor-corretor é utilizado para melhorar a precisão dos resultados. Para utilizar o cartão de queima (*burn card*) dentro do MCNP diversas informações sobre a queima devem ser especificadas, além de vários parâmetros operacionais do sistema do reator. Os parâmetros individuais principais da queima são baseados em oito entradas principais:

- 1) TIME
define a duração, em dias, do passo de queima;
- 2) POWER
define a potência térmica, em MW, do reator;
- 3) PFRAC
define a fração da potência para cada passo de queima;
- 4) MAT
define quais materiais são queimados, com base no cartão de materiais;
- 5) MATVOL
define o volume total, em cm³, de todas as células contendo material queimado;
- 6) OMIT
permite a execução do cálculo sem incluir os dados de transporte de um núclídeo especificado;
- 7) AFMIN
permite a definição de uma fração atômica mínima a ser rastreada pelo CINDER90;
- 8) BOPT
usado para definir parâmetros específicos do cálculo e do arquivo de saída (*output*).

A versão do MCNP utilizada neste trabalho (MCNP6™ 1.0) possuía algumas melhorias no cálculo de queima em relação às anteriores, como por exemplo: aprimoramento no desempenho de arquitetura paralela (recurso utilizado nos cálculos deste trabalho), que implementa tanto construções de memória distribuída quanto de compartilhada; aperfeiçoamento no gerenciamento de memória, que maximiza a

fidelidade de cálculo; física de queima aprimorada, para melhor previsão de núclídeos; adição da opção *swapb* no *burn card*, que permite a troca de universo geométrico a cada passo de tempo durante a queima (GOORLEY et al., 2013).

2.5. O REATOR ARGONAUTA

O Reator Argonauta é uma instalação destinada a ensino, pesquisa e serviços localizado no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), unidade da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Com mais de 58 anos de atividade, o reator nuclear de pesquisa é o único em operação na cidade do Rio de Janeiro e atende a diversas demandas internas e externas.

2.5.1. Histórico

O reator começou a ser construído em 1962, projetado pelo *Argonne National Laboratory* (EUA), porém, fabricado e montado por empresas nacionais. Engenheiros brasileiros adaptaram e detalharam o projeto norte-americano adequando-o às condições tecnológicas nacionais da época. O Argonauta foi o terceiro reator nuclear de pesquisa instalado no Brasil e o primeiro de construção nacional. Outro feito pioneiro à época foi a confecção dos seus elementos combustíveis, realizada nas instalações do atual Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) em São Paulo. A primeira criticalidade do reator foi alcançada em 20 de fevereiro de 1965 e sua inauguração oficial ocorreu em 7 de maio do mesmo ano (AGHINA, 1990).

2.5.2. Características

Trata-se de um reator térmico com a segurança como principal característica, visto que possui efeitos de realimentação negativos e diversos dispositivos

redundantes de desligamento. Seu moderador é água deionizada entre as placas e grafita entre os elementos combustíveis. Possui como refletores a grafita na direção radial e azimutal e a água na direção vertical. A blindagem para proteção se dá por blocos de concreto na lateral do refletor e no topo (esses revestidos com chapas de aço). Há também um tanque de água para blindagem do lado oposto da coluna térmica externa. O controle de nêutrons é feito por barras absorvedoras constituídas de cádmio que se deslocam dentro de canais existentes no grafite refletor externo (AGHINA, 1990). A figura 5 apresenta uma perspectiva em corte do reator.

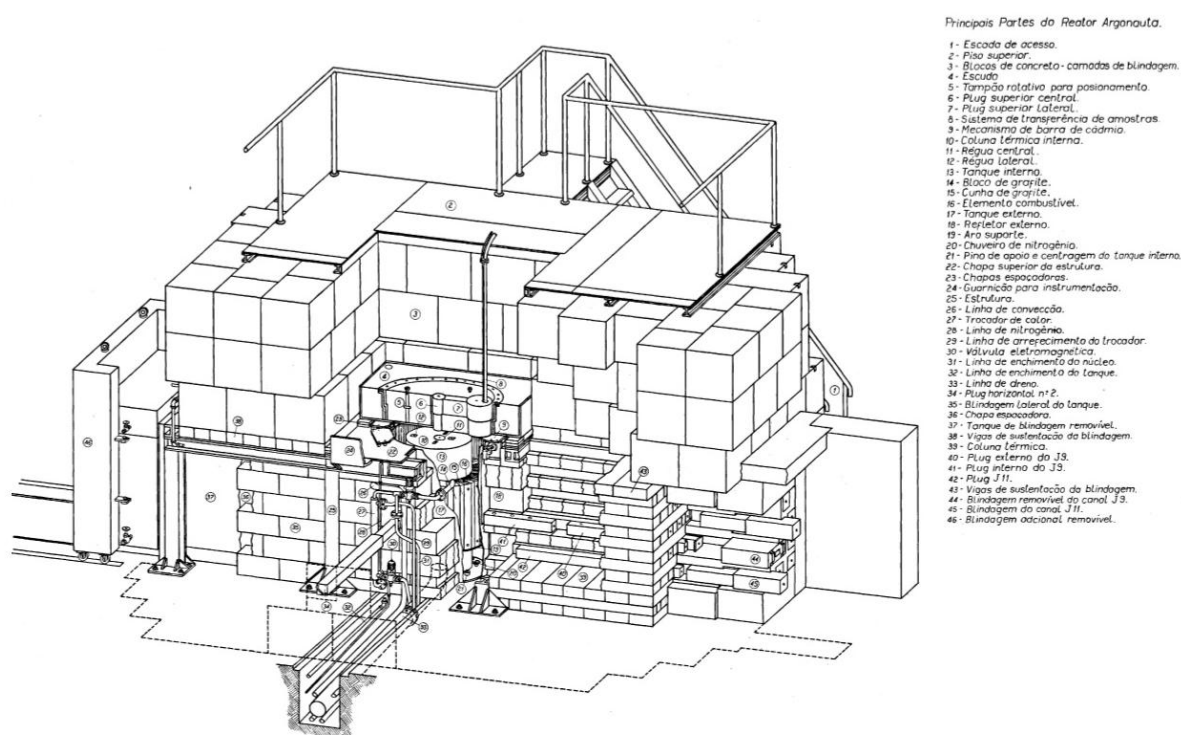


Figura 5: Perspectiva em corte do reator Argonauta
Fonte: AGHINA (1990)

O núcleo é composto por dois cilindros concêntricos de alumínio formando um anel onde são colocados os elementos combustíveis (região do combustível) com 24 posições de dimensões de 72,5mm x 150mm de seção e 609,6mm de altura, espaçados por 24 cunhas de grafita (LASSANCE et al., 2018). Nas posições não ocupadas, blocos de grafita com a mesma dimensão dos elementos combustíveis são utilizados para a substituição. A figura 6 ilustra o núcleo do reator Argonauta.

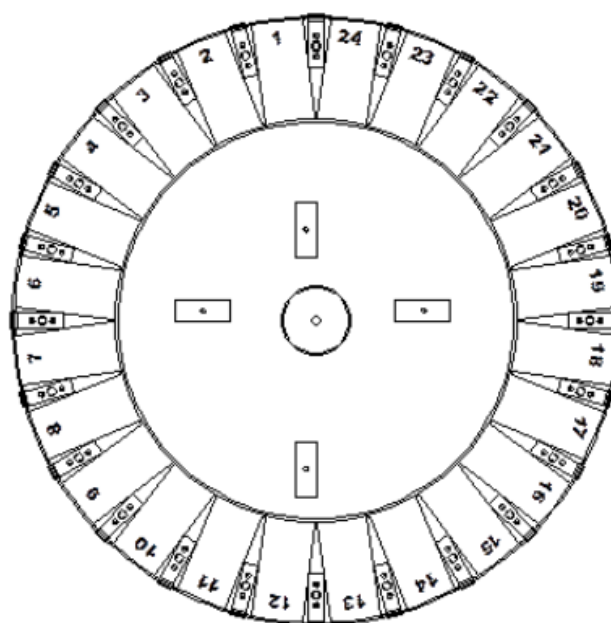


Figura 6: Núcleo do reator Argonauta
 Fonte: LASSANCE et al. (2018)

Na parte frontal do reator há uma região de maior comprimento, denominada de coluna térmica externa. Tal coluna possui treze blocos de grafita removíveis para realização de experimentos e o seu principal canal é o canal J-9, o qual possui o maior fluxo de nêutrons (AGHINA, 1990). A geometria flexível do núcleo e a operação a baixa potência permitem que o acesso aos arranjos experimentais do Argonauta para desenvolvimento de atividades seja bastante simples.

2.5.3. Segurança

O sistema do Argonauta é considerado extremamente seguro. Sua partida é feita manualmente por uma fonte móvel de nêutrons e a operação conduzida por três barras de controle. Em caso de falhas, a drenagem da água e a queda de todas as barras no núcleo acontecem por gravidade, provocando o desligamento do reator. Os detectores de nêutrons são localizados ao redor do núcleo e nos canais de potência. Há também detectores de radiação gama localizados no salão do reator.

Existe ainda um sistema de intertravamento instalado para aumento da segurança, que ocasiona o desligamento do reator em qualquer das seguintes situações: seu período esteja com tempo inferior a um valor pré-estabelecido (o que significa que a população de nêutrons está crescendo a uma taxa elevada) ou caso os detectores gama alcancem um nível elevado de radiação (indicando que o reator está operando próximo do limite). O desligamento do reator também pode ser feito manualmente através da mesa de controle (NÓBREGA, 1966).

2.5.4. Combustível

Existem três tipos de elementos combustíveis no núcleo do reator atualmente: 4 elementos – NORMAL – com 17 placas (~ 20,0g U-235), 2 elementos – EMX – com 11 placas (~ 20,0g U-235) + 6 placas (~ 10,0g U-235) e 2 elementos – EGP – com 7 placas (~ 10,0g U-235) + ½ prisma de grafita. Os três tipos de combustíveis formam um conjunto de dimensões externas de 72,5mm x 149,6mm de seção e 609,6mm de altura, conforme ilustrado na figura 7 (LASSANCE et al., 2018).

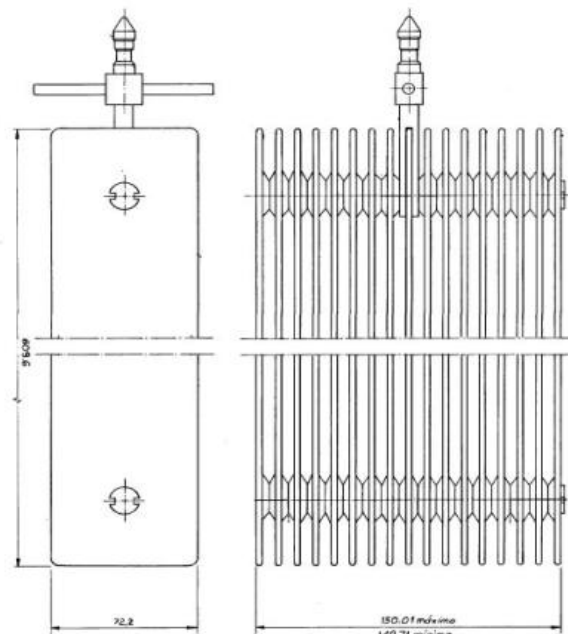


Figura 7: Elementos combustíveis
Fonte: LASSANCE et al. (2018)

A fim de aumentar o fluxo de nêutrons buscando atender à crescente demanda de utilização do Argonauta, um estudo de novos combustíveis conduzido por Lassance, Ferreira e Nunes (2018) avaliou a substituição do atual combustível de U_3O_8 e alumínio (ambos em pó com enriquecimento de 19,91% de U-235) por um mais moderno, fabricado por dispersão de U_3Si_2-Al com enriquecimento nominal de 20% de U-235. Os resultados apontaram para uma densidade de $2,8g\ U/cm^3$ como a melhor opção para as condições operacionais desejadas e, aproximadamente 92,46g de U para as novas placas, sendo 17,07g de U-235. A massa crítica determinada foi de 1.904,4g de U-235 e a massa operativa de 2.253,24g de U-235. O núcleo das placas combustíveis (região de interesse neutrônico) terá dimensões de 508mm de comprimento, 60mm de largura e 1mm de espessura. A análise visou preconizar a manutenção do núcleo do reator o mais semelhante possível da configuração atual, em forma de um segmento de anel constituído de 8 elementos combustíveis, sendo 6 elementos centrais e 2 elementos externos. A figura 8 ilustra a configuração atual do núcleo do Argonauta.

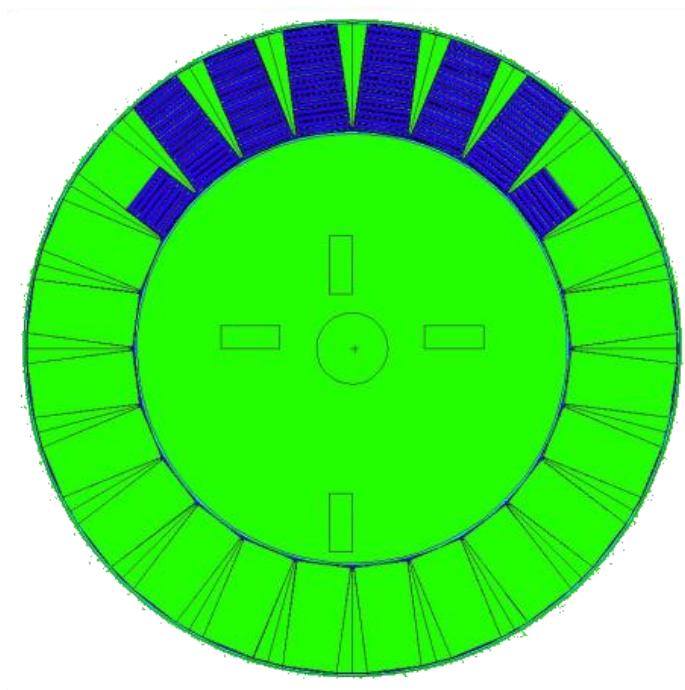


Figura 8: Configuração atual do Argonauta
Fonte: LASSANCE et al. (2018)

3. METODOLOGIA

Neste capítulo será apresentada a metodologia geral empregada no trabalho, que foi dividido em duas partes: simulação utilizando o combustível atual do reator para obtenção do inventário do Argonauta, tomando como base parâmetros de trabalhos de mesma finalidade realizados anteriormente, a fim de buscar concordância entre os trabalhos (Estudo de caso 1); cálculo de depleção e do novo inventário utilizando as configurações do novo combustível (Estudo 2).

3.1. CARACTERÍSTICAS GERAIS DAS SIMULAÇÕES

Para representar as condições de geometria e composição do reator através do código utilizou-se como base o modelo desenvolvido por Lassance (2010) em “Simulação do reator Argonauta/IEN utilizando o código MCNPX” e sua atualização e adequação para as condições atuais do reator e do MCNP6, uma vez que tal modelo foi construído para o projeto original do Argonauta de 1965. O MCNP possibilita a criação de geometrias tridimensionais a partir de uma sintaxe baseada em curvas paramétricas, com códigos mnemônicos para cada curva e coeficientes definidos pelo usuário, sendo também possível unir superfícies, tomar suas interseções, subtraí-las, etc. Em geometrias complexas e ricas em detalhes, como no caso de um reator, a definição de planos geratrizes pode acabar se tornando uma tarefa trabalhosa e extensa. Assim, no modelo utilizado como base neste trabalho foram utilizados conceitos de *macrobodies*, *universe* e *fill*, metodologias alternativas de construção utilizadas para simplificar o código e evitar descrições redundantes de geometria em estruturas repetidas.

As tabelas de seção de choque utilizadas são descritas na tabela 1. A escolha das mesmas levou em consideração cujos parâmetros se aproximassem ao máximo da situação simulada, incluindo a tabela de extensão .60t ENDF/B-VI.3 para materiais que fazem uso de dados de espalhamento térmico.

Tabela 1: Tabelas de seção de choque

| | ZAID | Nome da biblioteca | Fonte |
|-------|-------------|---------------------------|--------------|
| H-1 | 1001.66c | ENDF66A | B-VI.6:X |
| C | 6000.66c | ENDF66A | B-VI.6 |
| O-16 | 8016.62c | ACTIA | B-VI.8 |
| N | 7014.60c | ENDF60 | B-VI.0 |
| Ar | 18000.42c | ENDL92 | LLNL |
| Na-22 | 11023.62c | ACTIA | B-VI.8 |
| Mg | 12000.62c | ACTIA | B-VI.8 |
| Al | 13027.92c | ACTIA(6) | B-VI.8 |
| Si | 14000.60c | ENDF60 | B-VI.0 |
| K | 19000.62c | ACTIA | B-VI.8 |
| Ca | 20000.62c | ACTIA | B-VI.8 |
| Cr | 24000.50c | MCCS | B-V.0 |
| Mn | 25055.62c | ACTIA | B-VI.8 |
| Fe | 26000.50c | ENDF5P | B-V.0 |
| Ni | 28000.50c | MCCS | B-V.0 |
| Cd | 48000.42c | ENDL92 | LLNL |
| U-235 | 92235.69c | T16_2003 | LANL/T16 |
| U-238 | 92238.69c | T16_2003 | LANL/T16 |

Fonte: Adaptado de LASSANCE (2010)

O cartão de queima e seus devidos parâmetros foram adicionados ao *input* (arquivo de entrada) do modelo a fim de obter o inventário de radionuclídeos nas simulações, tomando como base alguns parâmetros de operação do estudo “Cálculo do Inventário dos Produtos de Fissão no Reator Argonauta” de Heimlich et al., (2018). Os passos de queima foram inseridos de forma simplificada no arquivo de entrada. A fração atômica mínima escolhida a ser rastreada pelo CINDER90 foi de 1×10^{-15} . Utilizou-se a opção de cálculo com maior número de produtos de fissão (*Tier 3*), que possuem informações de produção no CINDER90, realizando o cálculo de queima dentro do MCNP.

Foram simulados 500 ciclos, cada um contendo 500.000 partículas e com um valor inicial para o k_{eff} de 1,03946 (pré-calculado). Essas simulações foram executadas em um servidor com processador AMD Ryzen Threadripper 5975WX, utilizando o sistema operacional Linux e processamento paralelo com 64 núcleos.

3.2. SIMPLIFICAÇÕES E LIMITAÇÕES DO CÁLCULO

Devido à extensa análise, os passos de queima foram inseridos de forma simplificada no programa para realização do cálculo. A escolha pela simplificação levou em consideração o fato de que reproduzir todos os detalhes da operação do reator (semanalmente) seria uma tarefa extremamente extensa e custosa, consumindo um grande tempo de cálculo que inviabilizaria a produção desta dissertação.

Algumas limitações do MCNP também devem ser ressaltadas, pois apesar de ser considerada uma poderosa ferramenta de cálculos de transmutação, ativação e queima em reatores, existe uma capacidade limite de rastreamento do código. Mesmo com a opção de cálculo com maior número de produtos de fissão (*Tier 3*), pode haver milhares de isótopos no combustível e vários produtos consequentemente não poderão ser rastreados.

Outro ponto a ser levado em conta é que no MCNP o espectro usado para calcular as taxas e concentrações de interação é baseado em 63 grupos de energia. Além disso, a simulação de queima também pode prever a produção de isótopos para os quais não existem dados de seção choque no programa, sendo necessário que esses isótopos sejam omitidos do cálculo para a convergência dos resultados.

4. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Neste capítulo são apresentadas as características específicas do cálculo e os resultados dos Estudos de caso 1 e 2.

4.1. ESTUDO DE CASO 1

O cálculo de simulação foi feito utilizando ambos combustível e configuração atuais do núcleo do reator Argonauta. A adição dos elementos 7,8 contendo 7 novas placas na posição 1-7 e os elementos 5,6 com 6 novas placas nas posições 1-5;17 trata-se de uma atualização em vista do modelo baseado no projeto original. Todo o combustível era formado por placas de alumínio e U_3O_8 , a 19,91% de enriquecimento. A figura 9 demonstra o núcleo simulado.

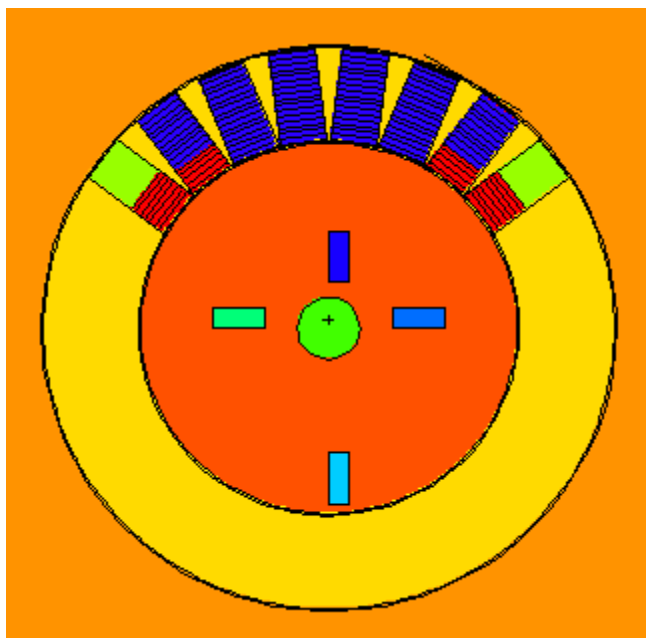


Figura 9: Corte do núcleo simulado obtido através do VisED*
Fonte: Do autor (2023)

*O MCNP Visual Editor ou VisEd trata-se de um programa com uma interface para exibição das linhas de código em forma gráfica.

Buscando encontrar concordância entre os dois trabalhos, procurou-se reproduzir o mesmo cenário utilizado por Heimlich et al., (2018) em que com combustível fresco o reator operou 1 vez a cada 7 dias durante 10 meses por ano e em duas faixas de potência de 1965-2018. No primeiro caso o reator permaneceu crítico com uma potência de 170 W durante 9781 horas de operação (de 1965 até 1994) e no segundo caso com uma potência de 340 W durante 6504 horas de operação (de 1995 a 2018). Na figura 10 observam-se os diagramas de tempo.

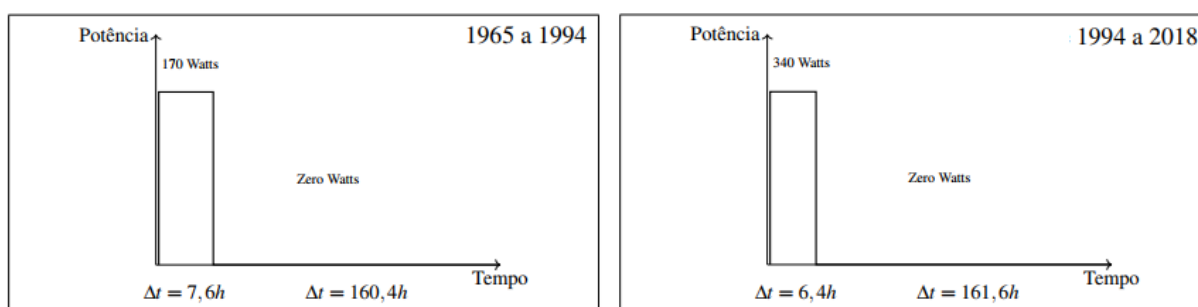


Figura 10: Tempo de operação por semana do reator para os períodos de queima
Fonte: HEIMLICH et al. (2018)

O cálculo foi realizado de forma simplificada com 4 passos alternados entre queima e decaimento. As horas de operação e inatividade foram convertidas em dias a fim de serem inseridas no programa, resultando em passos de intervalos de 407,5417 dias de operação (170 W) e 10177,4583 dias de decaimento (0 MW), seguidos por mais 271 dias de operação (340 W) e 8124 dias de decaimento (0 MW). O material queimado foi o combustível – ^{235}U (0,1670604% em massa, ^{238}U (0,6805964% em massa) e ^{16}O (0,1523432% em massa) – com volume total das células especificado por 116 placas (apenas região do combustível).

4.1.1. Inventários

Na tabela 2 são apresentados os resultados obtidos ao final do cálculo de queima para massa e atividade do inventário de actínídeos obtido. Devido aos passos extensos, a análise foi restringida aos resultados dos isótopos de meia-vida longa.

Tabela 2: Actinídeos de meia-vida longa 1965-2018

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 3.177E-08 | 3.484E-15 |
| ²³⁴ U | 7.397E-05 | 4.599E-07 |
| ²³⁵ U | 2.160E+03 | 4.669E-03 |
| ²³⁶ U | 3.143E-02 | 2.032E-06 |
| ²³⁸ U | 8.801E+03 | 2.958E-03 |
| ²³⁷ Np | 2.255E-05 | 1.589E-08 |
| ²³⁹ Pu | 1.242E-02 | 7.703E-04 |
| ²⁴⁰ Pu | 3.681E-07 | 8.352E-08 |

Fonte: Autor (2023)

Na tabela 3 são apresentados os resultados obtidos ao final do cálculo de queima para massa e atividade de alguns produtos de fissão de interesse a serem analisados no estudo de acidentes hipotéticos. O inventário completo obtido encontra-se no Anexo A deste trabalho.

Tabela 3: Produtos de fissão de interesse obtidos 1965-2018

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 2.469E-05 | 9.697E-03 |
| ⁹⁰ Sr | 1.673E-03 | 2.364E-01 |
| ¹²⁹ I | 5.052E-04 | 8.924E-08 |
| ¹³⁵ Cs | 6.344E-03 | 7.309E-06 |
| ¹³⁷ Cs | 2.860E-03 | 2.490E-01 |

Fonte: Autor (2023)

As massas obtidas para os isótopos ²³⁵U e ²³⁸U apresentaram concordância compatível com os valores de Heimlich et al., (2018), apresentando uma diferença percentual de apenas cerca de 3,32% e 4,66% para ²³⁵U e ²³⁸U respectivamente entre os dois trabalhos. Os resultados para os outros actinídeos obtidos apresentaram as seguintes diferenças de massas em comparação ao trabalho de Heimlich et al., (2018): 3.091E-02 g, 2.255E-05 g, 1.236E-02 g e 3.681E-07 g para ²³⁶U, ²³⁷Np, ²³⁹Pu e ²⁴⁰Pu respectivamente.

Questionou-se se essas divergências poderiam estar associadas ao tamanho das divisões dos passos de queima utilizados na simulação. Em consulta à literatura, observou-se que o cálculo de queima pode ser realizado com passos simplificados de tempo sem um grande comprometimento dos resultados em variações lineares do fluxo (MEIRELES, 2018). Ainda assim, uma simulação teste foi feita contendo uma maior divisão dos passos alternados entre queima e decaimento, distribuídos simetricamente de forma anual conforme o histórico de operação. A simulação foi feita com menos partículas e ciclos devido ao tempo computacional e os resultados mantiveram-se na ordem de grandeza da simulação anterior, significando o alcance de um platô estatístico dos resultados. Ademais, conforme mencionado anteriormente, reproduzir todos os detalhes da operação do reator semanalmente inviabilizaria a produção deste trabalho pelo tempo de cálculo.

Além do tamanho dos passos de queima e do preditor-corretor do MCNP, que é utilizado para melhorar a precisão dos resultados no programa pela influência mútua entre fluxo e inventário, outra hipótese que pode justificar a variação de resultados entre os dois trabalhos é a diferença de metodologia utilizada. O inventário calculado por Heimlich et al., (2018) foi determinado de forma simplificada, considerando apenas a fissão do ^{235}U na faixa térmica e utilizando Runge-Kutta para solução do sistema de equações diferenciais e Método Integral Proporcional como mecanismo de ajuste do passo de tempo. Já o MCNP é baseado em um método probabilístico, que executa os cálculos de K_{eff} do sistema com fluxos de 63 grupos de energia a fim de serem inseridos no algoritmo CINDER90 dentro do próprio programa. O CINDER90 então realiza os cálculos de depleção e gera novas densidades numéricas correspondentes ao inventário no final do passo de tempo, rastreando até 3400 isótopos. Essas novas densidades são inseridas de volta no MCNP que gera um novo conjunto de fluxos e taxas de reação para o inventário de núcleos atualizado, em um processo que é repetido iterativamente conforme definido pelo usuário.

Além disso, neste trabalho realizou-se o cálculo contendo dados nucleares e atômicos das tabelas ENDF B-V e VI, dados estes que são utilizados como base para o rastreamento das interações neutrônicas dos isótopos no programa. Já o trabalho de Heimlich et al., (2018) considerou o estudo de cadeias radioativas de 20 actínidos de forma simplificada, utilizando parâmetros nucleares disponíveis no sítio da *Japan Atomic Energy Agency*.

Quanto à estatística dos resultados da simulação, os 500 ciclos com 500.000 partículas foram utilizados pela opção de cálculo com maior número de produtos de fissão. Essa opção, em conjunto com o extenso histórico de operação do reator, tornaram o cálculo mais lento – levando alguns dias – e consumiram muito espaço de armazenamento computacional, fazendo com que simulações com um número de partículas de ordem superior não pudessem ser executadas.

4.2. ESTUDO DE CASO 2

Os cálculos das simulações foram feitos utilizando os parâmetros do novo combustível do reator fabricado por dispersão de U_3Si_2-Al com densidade de $2,8g\ U/cm^3$ e enriquecimento nominal de 20% – objetivo principal do trabalho. A mesma configuração do núcleo foi respeitada e para a queima foram simulados cenários em que o reator opere 1 vez a cada 7 dias (7,6h semanais) durante 10 meses por ano, similar ao primeiro cenário de operação da queima do Estudo de caso 1.

Foram feitas simulações para os períodos de 01, 05, 10 e 20 anos com potências de 340 W e 1 kW, realizando a queima com passos simplificados alternados entre queima e decaimento. Os passos de queima resultantes inseridos no programa foram de: 14 dias de operação e 351 dias de decaimento (período de 01 ano); 69 dias de operação e 1757 dias de decaimento (período de 05 anos); 138 dias de operação e 3515 dias de decaimento (período de 10 anos) e 275 dias de operação e 7030 dias de decaimento (período de 20 anos).

O material queimado foi o combustível ^{235}U (0,1846% em massa, ^{238}U (0,7384% em massa) e ^{14}Si (0,077% em massa) – com volume total das células especificado pelo núcleo das 132 novas placas combustíveis.

4.2.1. Inventários

Nas tabelas 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10 e 11 são apresentados os resultados obtidos ao final do cálculo de queima para massa e atividade dos isótopos de meia-vida longa dos inventários de actinídeos obtidos.

Tabela 4: Actinídeos de meia-vida longa para 01 ano de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 3.168E-11 | 3.474E-18 |
| ²³⁴ U | 1.275E-06 | 7.929E-09 |
| ²³⁵ U | 2.080E+03 | 4.495E-03 |
| ²³⁶ U | 9.199E-04 | 5.949E-08 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 6.528E-07 | 4.601E-10 |
| ²³⁹ Pu | 3.389E-04 | 2.102E-05 |
| ²⁴⁰ Pu | 3.600E-11 | 8.169E-12 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 5: Actinídeos de meia-vida longa para 05 anos de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 6.639E-10 | 7.280E-17 |
| ²³⁴ U | 6.855E-06 | 4.262E-08 |
| ²³⁵ U | 2.080E+03 | 4.495E-03 |
| ²³⁶ U | 4.533E-03 | 2.932E-07 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 3.221E-06 | 2.270E-09 |
| ²³⁹ Pu | 1.669E-03 | 1.035E-04 |
| ²⁴⁰ Pu | 2.228E-10 | 5.055E-11 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 6: Actinídeos de meia-vida longa para 10 anos de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 2.598E-09 | 2.848E-16 |
| ²³⁴ U | 1.384E-05 | 8.601E-08 |
| ²³⁵ U | 2.080E+03 | 4.495E-03 |
| ²³⁶ U | 9.066E-03 | 5.863E-07 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 6.447E-06 | 4.544E-09 |
| ²³⁹ Pu | 3.338E-03 | 2.071E-04 |
| ²⁴⁰ Pu | 2.854E-08 | 6.476E-09 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 7: Actinídeos de meia-vida longa para 20 anos de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 1.023E-08 | 1.122E-15 |
| ²³⁴ U | 2.778E-05 | 1.727E-07 |
| ²³⁵ U | 2.079E+03 | 4.495E-03 |
| ²³⁶ U | 1.807E-02 | 1.168E-06 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 1.286E-05 | 9.060E-09 |
| ²³⁹ Pu | 6.649E-03 | 4.124E-04 |
| ²⁴⁰ Pu | 1.151E-07 | 2.612E-08 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 8: Actinídeos de meia-vida longa para 01 ano de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 9.320E-11 | 1.022E-17 |
| ²³⁴ U | 1.525E-06 | 9.479E-09 |
| ²³⁵ U | 2.080E+03 | 4.495E-03 |
| ²³⁶ U | 2.705E-03 | 1.750E-07 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 1.921E-06 | 1.354E-09 |
| ²³⁹ Pu | 9.964E-04 | 6.180E-05 |
| ²⁴⁰ Pu | 3.113E-10 | 7.064E-11 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 9: Actinídeos de meia-vida longa para 05 anos de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 1.953E-09 | 2.141E-16 |
| ²³⁴ U | 8.086E-06 | 5.027E-08 |
| ²³⁵ U | 2.080E+03 | 4.495E-03 |
| ²³⁶ U | 1.333E-02 | 8.623E-07 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 9.484E-06 | 6.684E-09 |
| ²³⁹ Pu | 4.910E-03 | 3.046E-04 |
| ²⁴⁰ Pu | 1.928E-09 | 4.376E-10 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 10: Actinídeos de meia-vida longa para 10 anos de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 7.639E-09 | 8.377E-16 |
| ²³⁴ U | 1.629E-05 | 1.013E-07 |
| ²³⁵ U | 2.079E+03 | 4.494E-03 |
| ²³⁶ U | 2.667E-02 | 1.724E-06 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 1.900E-05 | 1.339E-08 |
| ²³⁹ Pu | 9.819E-03 | 6.091E-04 |
| ²⁴⁰ Pu | 3.955E-09 | 8.974E-10 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 11: Actinídeos de meia-vida longa para 20 anos de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ²³² Th | 3.068E-08 | 3.365E-15 |
| ²³⁴ U | 3.268E-05 | 2.032E-07 |
| ²³⁵ U | 2.079E+03 | 4.494E-03 |
| ²³⁶ U | 5.314E-02 | 3.436E-06 |
| ²³⁸ U | 8.318E+03 | 2.796E-03 |
| ²³⁷ Np | 3.797E-05 | 2.676E-08 |
| ²³⁹ Pu | 1.956E-02 | 1.213E-03 |
| ²⁴⁰ Pu | 7.973E-09 | 1.809E-09 |

Fonte: Autor (2023)

Nas tabelas 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18 e 19 são apresentados os resultados obtidos ao final do cálculo de queima para massa e atividade de alguns produtos de fissão de interesse a serem analisados no estudo de acidentes hipotéticos. Os inventários completos obtidos ao final de 20 anos de operação a 340 W e 1 kW encontram-se nos Anexo B e C deste trabalho.

Tabela 12: Produtos de fissão de interesse para 01 ano de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 4.626E-06 | 1.817E-03 |
| ⁹⁰ Sr | 1.075E-04 | 1.519E-02 |
| ¹²⁹ I | 1.461E-05 | 2.581E-09 |
| ¹³⁵ Cs | 1.871E-04 | 2.155E-07 |
| ¹³⁷ Cs | 1.757E-04 | 1.529E-02 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 13: Produtos de fissão de interesse para 05 anos de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 1.769E-05 | 6.947E-03 |
| ⁹⁰ Sr | 4.810E-04 | 6.794E-02 |
| ¹²⁹ I | 7.318E-05 | 1.293E-08 |
| ¹³⁵ Cs | 9.219E-04 | 1.062E-06 |
| ¹³⁷ Cs | 7.907E-04 | 6.882E-02 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 14: Produtos de fissão de interesse para 10 anos de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 2.576E-05 | 1.012E-02 |
| ⁹⁰ Sr | 8.524E-04 | 1.204E-01 |
| ¹²⁹ I | 1.466E-04 | 2.590E-08 |
| ¹³⁵ Cs | 1.844E-03 | 2.124E-06 |
| ¹³⁷ Cs | 1.412E-03 | 1.229E-01 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 15: Produtos de fissão de interesse para 20 anos de operação a 340 W

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 2.722E-05 | 1.069E-02 |
| ⁹⁰ Sr | 1.334E-03 | 1.885E-01 |
| ¹²⁹ I | 2.925E-04 | 5.168E-08 |
| ¹³⁵ Cs | 3.674E-03 | 4.233E-06 |
| ¹³⁷ Cs | 2.243E-03 | 1.952E-01 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 16: Produtos de fissão de interesse para 01 ano de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 1.361E-05 | 5.344E-03 |
| ⁹⁰ Sr | 3.162E-04 | 4.466E-02 |
| ¹²⁹ I | 4.297E-05 | 7.591E-09 |
| ¹³⁵ Cs | 5.497E-04 | 6.333E-07 |
| ¹³⁷ Cs | 5.167E-04 | 4.497E-02 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 17: Produtos de fissão de interesse para 05 anos de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 5.203E-05 | 2.043E-02 |
| ⁹⁰ Sr | 1.415E-03 | 1.998E-01 |
| ¹²⁹ I | 2.152E-04 | 3.802E-08 |
| ¹³⁵ Cs | 2.709E-03 | 3.121E-06 |
| ¹³⁷ Cs | 2.326E-03 | 2.024E-01 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 18: Produtos de fissão de interesse para 10 anos de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 7.576E-05 | 2.975E-02 |
| ⁹⁰ Sr | 2.507E-03 | 3.542E-01 |
| ¹²⁹ I | 4.313E-04 | 7.619E-08 |
| ¹³⁵ Cs | 5.417E-03 | 6.242E-06 |
| ¹³⁷ Cs | 4.153E-03 | 3.614E-01 |

Fonte: Autor (2023)

Tabela 19: Produtos de fissão de interesse para 20 anos de operação a 1 kW

| Isótopo | Massa final (g) | Atividade (Ci) |
|-------------------|-----------------|----------------|
| ⁸⁵ Kr | 8.007E-05 | 3.145E-02 |
| ⁹⁰ Sr | 3.924E-03 | 5.543E-01 |
| ¹²⁹ I | 8.605E-04 | 1.520E-07 |
| ¹³⁵ Cs | 1.080E-02 | 1.244E-05 |
| ¹³⁷ Cs | 6.597E-03 | 5.742E-01 |

Fonte: Autor (2023)

Observou-se um aumento de massa para todos os isótopos (exceto ²³⁵U e ²³⁸U) dos inventários no decorrer dos cenários de 01, 05, 10 e 20 anos a 340 W e 1 kW. Ao final de 20 anos de operação a 1 kW, as massas dos isótopos ²³²Th, ²³⁴U, ²³⁶U, ²³⁷Np e ²³⁹Pu foram superiores às massas encontradas ao final do mesmo período a 340 W, com diferenças de 2.045E-08 g, 4.9E-06 g, 3.507E-02 g, 2.511E-05 g e 1.2911E-02 respectivamente. Para o ²⁴⁰Pu, a massa encontrada ao final de 20 anos de operação a 1 kW foi inferior à massa encontrada ao final do mesmo período a 340 W, com uma diferença de -1.07127E-07 g. Esse fato pode estar relacionado às diferentes potências de operação entre os dois cenários e à taxa de fissão de decaimento do ²⁴⁰Pu, na qual um terço de seus átomos sofre fissão quando absorvem um nêutron.

Quanto aos produtos de fissão, os isótopos de interesse ⁸⁵Kr, ⁹⁰Sr, ¹²⁹I, ¹³⁵Cs e ¹³⁷Cs foram destacados. Ao final de 20 anos de operação a 1 kW, as massas para os produtos mencionados foram superiores às massas encontradas ao final do mesmo período a 340 W, com diferenças de 5.285E-05 g, 2.59E-03 g, 5.68E-04 g, 7.129E-03 g e 4.354E-03 g respectivamente. Comparando os mesmos produtos obtidos ao final

desse cenário de 20 anos de operação a 340 W – com o combustível de U_3Si_2 , as massas encontradas foram um pouco inferiores em relação ao cenário de operação de 1965-2018 (53 anos) com o combustível de U_3O_8 , com diferenças de $2.530E-06$ g, $-3.390E-03$ g, $-2.127E-04$ g, $-2.670E-03$ g e $-6.170E-04$ g respectivamente.

5. CONCLUSÃO

Neste trabalho, foram calculados o inventário de produtos de fissão e actínídeos do reator Argonauta para o período de 1965-2018 respeitando as condições atuais do núcleo e utilizando como base parâmetros de operação obtidos através de um estudo anterior para validação do modelo de simulação empregado. Também foram calculados inventários de actínídeos e produtos de fissão para cenários hipotéticos de utilização do reator com o novo combustível de U_3Si_2 – objetivo principal do trabalho – seguindo as mesmas condições do núcleo e parâmetros de operação semelhantes.

Os resultados obtidos com uma fração atômica mínima de rastreamento de $1,0 \times 10^{-15}$ e opção de cálculo *Tier 3* no programa mostraram a presença dos actínídeos de meia-vida longa ^{232}Th , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{239}Pu e ^{240}Pu para o cálculo de 1965-2018. Na comparação com o inventário obtido por Heimlich et al., (2018), embora alguns isótopos tenham apresentado divergências, as massas obtidas para o ^{235}U e ^{238}U apresentaram concordância compatível, com uma diferença relativa de apenas cerca de 3,32% e 4,66% respectivamente, o que representa uma concordância entre o modelo computacional empregado e o trabalho tomado como base. Os passos de queima, a diferença de metodologia aliada ao método preditor-corretor do MCNP e de alguns parâmetros nucleares empregados entre os dois trabalhos pode justificar a maior variação de resultados para outros isótopos.

Nos cenários simulados com o novo combustível do reator, através da mesma fração atômica e opção de cálculo de rastreamento anteriores, os resultados mostraram a presença dos mesmos actínídeos de meia-vida longa. Conclui-se que houve um aumento de massa para todos os isótopos (exceto ^{235}U e ^{238}U) dos inventários no decorrer dos cenários de 01, 05, 10 e 20 anos a 340 W e 1 kW. Também é possível concluir que ao final da operação de 20 anos a 1kW, as massas dos actínídeos ^{232}Th , ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np e ^{239}Pu foram superiores às massas encontradas ao final do mesmo período a 340 W. Para o ^{240}Pu , a massa encontrada ao final de 20 anos de operação a 1 kW foi inferior à massa encontrada ao final do mesmo período a 340 W, fato que pode estar relacionado às diferentes potências de operação entre os dois cenários e à taxa de fissão de decaimento do isótopo.

Quanto aos produtos de fissão, a presença de radioiodo, gases nobres, estrôncio e cério – obtidos no inventário ao final do cálculo – foi avaliada. Os isótopos

de interesse ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{129}I , ^{135}Cs e ^{137}Cs foram destacados. Conclui-se que ao final do cenário de 20 anos de operação a 1 kW, as massas para os produtos mencionados foram superiores às massas encontradas ao final do mesmo período a 340 W. Comparando os mesmos produtos ao final desse cenário de 20 anos de operação a 340 W – com o combustível de U_3Si_2 , também é possível concluir que as massas encontradas foram um pouco inferiores em relação ao cenário de operação de 1965-2018 (53 anos) com o combustível de U_3O_8 .

Esses resultados possuem relevância tanto para o licenciamento do combustível de U_3Si_2 quanto para o estudo de cenários de emergência e acidentes hipotéticos da instalação, através da avaliação de estimativas de dose e medidas protetoras.

5.1. SUGESTÕES DE TRABALHOS FUTUROS

Para trabalhos futuros, sugere-se testar com diferentes divisões a possível influência do tamanho dos passos de queima no cálculo de depleção.

Também sugere-se estimar o tempo de vida do reator com a configuração do novo combustível de U_3Si_2 .

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AGHINA, L. O. B. et al., **Relatório de Análise de Segurança do Reator Argonauta, Vol 1 e 2**. Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Rio de Janeiro-RJ ,1990.

BRATTON, I. J. **Modeling and Validation of the Fuel Depletion and Burnup of the OSU Research Reactor Using MCNPX/CINDER'90**. 2012.206 f. Tese (Mestrado em Ciência em Engenharia Nuclear) - The Ohio State University. Ohio-EUA, 2012.

BREWER, R. **Criticality Calculations with MCNP5: A Primer**. X-1 TA 3 ed. Los Alamos National Laboratory. Los Alamos, USA. January, 2009.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). Página inicial. Últimas notícias. **Reator Argonauta, 52 anos de plena atividade**. Rio de Janeiro, 2017. Disponível em: <<http://antigo.cnen.gov.br/ultimas-noticias/401-reator-argonauta-52-anos-de-plena-atividade>>. Acesso em: 05 ago. 2022.

DUDERSTADT, J. J., HAMILTON, L. J. **Nuclear Reactor Analysis**. Michigan, USA: John Wiley & Sons, 1976.

FENSIN, M. L., HENDRICKS, J. S., MCKINNEY, G. W. Monte Carlo Burnup Interactive Tutorial. *In*: American Nuclear Society 2009 Student Meeting. Gainesville, FL. April, 2009. **Proceedings** [...]. Florida, USA. April, 2009. Disponível em: <https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-09-2051.pdf>. Acesso em: 26 ago. 2022.

GENTLE, J. E. **Random number generation and Monte Carlo methods**. New York: Springer, 1998

GOORLEY, J. T., JAMES, M. R., BOOTH, T. E., BROWN, F. B., BULL, J. S., COX, L. J., DURKEE, J. W. JR., ELSON, J. S., FENSIN, M. L., FORSTER, R. A. III, HENDRICKS, J. S., HUGHES, H. G. III, JOHNS, R. C., KIEDROWSKI, B. C., MARTZ, R. L., MASHNIK, S. G., MCKINNEY, G. W., PELOWITZ, D. B., PRAEL, R. E., SWEEZY, J. Ed, WATERS, L. S., WILCOX, T., ZUKAITIS, A. J. **Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 Version 1.0**. Los Alamos National Laboratory report LA-UR-13-22934. Los Alamos, New Mexico-USA, 2013.

HAMMERSLEY, J. M., D. C. HANDSCOMB. Monte Carlo Methods. Methuen & co., London, and John Wiley & sons, New York, 1964.

HEIMLICH, A., LAPA, C. M. F., GUIMARÃES, A. C. F., MOREIRA, M. L. **Cálculo do Inventário dos Produtos de Fissão no Reator Argonauta**. Relatório Técnico. Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Rio de Janeiro, RJ. 2018.

IAEA. **Fast Reactors**. International Atomic Energy Agency. 2022. Disponível em: <<https://www.iaea.org/topics/fast-reactors>>. Acesso em: 30 nov. 2022.

KOCH, L., “Formation and Recycling of Minor Actinides in Nuclear Power Stations” in **Handbook of the Physics and Chemistry of Actinides**, Vol. 4, A. J. FREEMAN and C. KELLER, Eds., Elsevier Science Publishers, Amsterdam, 1986.

LASSANCE, C. L. V. **Simulação do reator Argonauta/IEN utilizando o código MCNPX**. 2010. 61 f. Tese (Mestrado em Ciência em Engenharia Nuclear) – Instituto Militar de Engenharia (IME). Rio de Janeiro, 2010.

LASSANCE, C. L. V., FERREIRA, O. J. F., NUNES, C. F. **Especificação de nova carga de combustível (U_3Si_2) para o Reator Argonauta - IEN utilizando o código MCNP6 (REVISÃO 1)**. Relatório Técnico RT'-SERA 01/18. Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Rio de Janeiro, RJ. 2018.

LEWIS, E. E. **Fundamentals of Nuclear Reactor Physics**. Illinois, USA: Academic Press, 2008.

LIMA, L. M., PEIXOTO, J. G. **A história do Monte Carlo**. Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD. Rio de Janeiro, 2007. Disponível em: <http://pelicano.ipen.br/pibic/cd-virtual/2007%20%20MARIE%20CURIE/pdf/IRD/Marcos_Lopes_Lima.pdf>. Acesso em: 10 ago. 2022.

LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY (LANL). **MCNP6 User's Manual**, D. B. Pelowitz, ed. Los Alamos, New Mexico-USA, 2013.

MEIRELES, P. S. **Modelagem e Cálculo de queima do reator TRIGA IPR-R1 utilizando os códigos MCNPX e Serpent**. 2018. 122 f. Tese (Doutorado em Ciência e Tecnologia das Radiações) – Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Belo Horizonte, 2018.

NÓBREGA, W. A. J. **Manual do Reator Argonauta**. Relatório Técnico RT- 01-66. Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Rio de Janeiro, RJ. 1966.

SUNG-MIN, K., MYUNG, H. K. A Study on MCNPX-CINDER90 System for Activation Analysis. *In: Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*. Pyeongchang, Korea. October, 2014. **Proceedings** [...]. Pyeongchang, Korea. October, 2014. Disponível em: <https://www.kns.org/files/pre_paper/32/14A-221%EA%B9%80%EC%84%B1%EB%AF%BC.pdf>. Acesso em 29 ago. 2022.

TRELLUE, H. R., FENSIN, M. L., GALLOWAY, J. D. Production and Depletion Calculations Using MCNP. *In: MCNP/ENDF/NJOY Workshop*. Los Alamos, New Mexico, USA. November, 2011. **Proceedings** [...]. Los Alamos, New Mexico, USA. November, 2011. Disponível em: <https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-12-25804.pdf> Acesso em: 05 set. 2022.

XAVIER, P. R. L. **Estudo de blindagem radiológica visando a implantação de um obturador do feixe de nêutrons no canal de irradiação J-9 do Reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear – IEN/CNEN**. 2018. 83 f. Tese (Mestrado em Ciência em Engenharia Nuclear) – Instituto Militar de Engenharia (IME). Rio de Janeiro, 2018.

X-5 MONTE CARLO TEAM. **MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5**. Volume I: Overview and Theory. Los Alamos National Laboratory (LANL). Los Alamos, USA. April 24, 2003 (Revised 2/1/2008).

WORLD NUCLEAR NEWS (WNN). New Nuclear. **Operating permit issued for Chinese molten salt reactor**. Disponível em: <<https://world-nuclear-news.org/Articles/Operating-permit-issued-for-Chinese-molten-salt-re>>. Acesso em: 03 jul. 2023.

ANEXO A – INVENTÁRIO OBTIDO DE PRODUTOS DE FISSÃO 1965-2018

| no. | zaid | mass (gm) | activity (Ci) | sp. act. (Ci/gm) | atom den. (a/b-cm) | atom fr. | mass fr. |
|-----|-------|--------------|------------------|---------------------|-----------------------|-----------|-----------|
| 1 | 6012 | 8.777E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.779E-13 | 4.319E-11 | 6.787E-12 |
| 2 | 6013 | 3.131E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.902E-11 | 1.422E-09 | 2.421E-10 |
| 3 | 7015 | 4.838E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.548E-14 | 1.905E-12 | 3.741E-13 |
| 4 | 8016 | 1.970E+03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.732E-03 | 7.274E-01 | 1.523E-01 |
| 5 | 8017 | 5.507E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.560E-13 | 1.913E-11 | 4.259E-12 |
| 6 | 31069 | 8.297E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.511E-16 | 7.109E-14 | 6.416E-14 |
| 7 | 31071 | 4.343E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.838E-15 | 3.616E-13 | 3.358E-13 |
| 8 | 32072 | 1.392E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.529E-14 | 1.143E-12 | 1.076E-12 |
| 9 | 32073 | 5.349E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.796E-14 | 4.332E-12 | 4.137E-12 |
| 10 | 32074 | 1.817E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.942E-13 | 1.451E-11 | 1.405E-11 |
| 11 | 32076 | 1.689E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.758E-12 | 1.314E-10 | 1.306E-10 |
| 12 | 33075 | 5.731E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.043E-13 | 4.517E-11 | 4.431E-11 |
| 13 | 34076 | 9.022E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.389E-17 | 7.018E-15 | 6.977E-15 |
| 14 | 34077 | 4.394E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.513E-12 | 3.373E-10 | 3.398E-10 |
| 15 | 34078 | 1.173E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.190E-11 | 8.893E-10 | 9.073E-10 |
| 16 | 34079 | 2.535E-05 | 3.480E-06 | 1.373E-01 | 2.538E-11 | 1.897E-09 | 1.961E-09 |
| 17 | 34080 | 7.390E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.307E-11 | 5.461E-09 | 5.715E-09 |
| 18 | 34082 | 1.910E-04 | 5.978E-21 | 3.130E-17 | 1.842E-10 | 1.377E-08 | 1.477E-08 |
| 19 | 35079 | 1.850E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.852E-14 | 1.385E-12 | 1.431E-12 |
| 20 | 35081 | 1.183E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.155E-10 | 8.636E-09 | 9.151E-09 |
| 21 | 36080 | 7.786E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.698E-17 | 5.754E-15 | 6.021E-15 |
| 22 | 36082 | 3.193E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.080E-14 | 2.302E-12 | 2.469E-12 |
| 23 | 36083 | 3.213E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.062E-10 | 2.289E-08 | 2.485E-08 |
| 24 | 36084 | 5.897E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.552E-10 | 4.150E-08 | 4.560E-08 |
| 25 | 36085 | 2.469E-05 | 9.697E-03 | 3.927E+02 | 2.298E-11 | 1.717E-09 | 1.909E-09 |
| 26 | 36086 | 1.298E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.194E-09 | 8.924E-08 | 1.004E-07 |
| 27 | 37085 | 7.093E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.600E-10 | 4.933E-08 | 5.485E-08 |
| 28 | 37087 | 1.612E-03 | 1.382E-10 | 8.570E-08 | 1.466E-09 | 1.096E-07 | 1.247E-07 |
| 29 | 38086 | 5.669E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.214E-15 | 3.897E-13 | 4.384E-13 |
| 30 | 38087 | 8.238E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.489E-16 | 5.598E-14 | 6.370E-14 |
| 31 | 38088 | 2.243E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.016E-09 | 1.507E-07 | 1.734E-07 |
| 32 | 38090 | 1.673E-03 | 2.364E-01 | 1.413E+02 | 1.471E-09 | 1.099E-07 | 1.294E-07 |
| 33 | 39089 | 3.023E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.686E-09 | 2.008E-07 | 2.338E-07 |
| 34 | 39090 | 4.348E-07 | 2.364E-01 | 5.438E+05 | 3.821E-13 | 2.856E-11 | 3.362E-11 |
| 35 | 40090 | 2.059E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.810E-09 | 1.353E-07 | 1.592E-07 |
| 36 | 40091 | 3.807E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.309E-09 | 2.473E-07 | 2.944E-07 |
| 37 | 40092 | 3.977E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.419E-09 | 2.556E-07 | 3.075E-07 |
| 38 | 40093 | 4.238E-03 | 1.066E-05 | 2.515E-03 | 3.604E-09 | 2.694E-07 | 3.277E-07 |
| 39 | 40094 | 4.368E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.675E-09 | 2.747E-07 | 3.378E-07 |
| 40 | 40096 | 4.371E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.601E-09 | 2.692E-07 | 3.380E-07 |
| 41 | 41093 | 3.421E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.910E-14 | 2.175E-12 | 2.646E-12 |
| 42 | 41094 | 1.660E-10 | 3.113E-11 | 1.875E-01 | 1.397E-16 | 1.044E-14 | 1.284E-14 |
| 43 | 42095 | 3.789E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.155E-09 | 2.358E-07 | 2.930E-07 |
| 44 | 42096 | 3.777E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.112E-13 | 2.326E-11 | 2.921E-11 |
| 45 | 42097 | 4.207E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.430E-09 | 2.564E-07 | 3.253E-07 |
| 46 | 42098 | 4.049E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.268E-09 | 2.442E-07 | 3.131E-07 |
| 47 | 42100 | 4.525E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.579E-09 | 2.675E-07 | 3.500E-07 |
| 48 | 43099 | 4.347E-03 | 7.443E-05 | 1.712E-02 | 3.472E-09 | 2.595E-07 | 3.361E-07 |
| 49 | 44099 | 6.372E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.090E-13 | 3.805E-11 | 4.927E-11 |
| 50 | 44100 | 1.131E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.942E-15 | 6.683E-13 | 8.743E-13 |
| 51 | 44101 | 3.764E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.947E-09 | 2.203E-07 | 2.910E-07 |
| 52 | 44102 | 3.144E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.438E-09 | 1.822E-07 | 2.431E-07 |
| 53 | 44104 | 1.413E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.074E-09 | 8.029E-08 | 1.092E-07 |
| 54 | 44106 | 3.650E-11 | 1.211E-07 | 3.318E+03 | 2.723E-17 | 2.035E-15 | 2.823E-15 |
| 55 | 45103 | 2.250E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.727E-09 | 1.291E-07 | 1.740E-07 |
| 56 | 46104 | 1.825E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.388E-14 | 1.037E-12 | 1.411E-12 |
| 57 | 46105 | 7.344E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.531E-10 | 4.134E-08 | 5.679E-08 |
| 58 | 46106 | 3.108E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.318E-10 | 1.733E-08 | 2.403E-08 |
| 59 | 46107 | 1.152E-04 | 5.926E-08 | 5.145E-04 | 8.513E-11 | 6.363E-09 | 8.907E-09 |
| 60 | 46108 | 4.330E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.171E-11 | 2.370E-09 | 3.349E-09 |
| 61 | 46110 | 2.056E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.478E-11 | 1.105E-09 | 1.590E-09 |
| 62 | 47107 | 4.265E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.153E-16 | 2.356E-14 | 3.298E-14 |

| | | | | | | | |
|-----|-------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 63 | 47109 | 2.496E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.811E-11 | 1.354E-09 | 1.931E-09 |
| 64 | 48110 | 1.976E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.421E-16 | 1.062E-14 | 1.528E-14 |
| 65 | 48111 | 1.384E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.860E-12 | 7.370E-10 | 1.070E-09 |
| 66 | 48112 | 1.058E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.467E-12 | 5.581E-10 | 8.178E-10 |
| 67 | 48113 | 1.139E-05 | 3.878E-18 | 3.405E-13 | 7.971E-12 | 5.958E-10 | 8.808E-10 |
| 68 | 48114 | 9.809E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.804E-12 | 5.086E-10 | 7.585E-10 |
| 69 | 48116 | 1.112E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.583E-12 | 5.668E-10 | 8.602E-10 |
| 70 | 49113 | 1.474E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.031E-13 | 7.709E-12 | 1.140E-11 |
| 71 | 49115 | 9.831E-06 | 6.936E-17 | 7.055E-12 | 6.760E-12 | 5.053E-10 | 7.603E-10 |
| 72 | 50115 | 4.967E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.416E-13 | 2.553E-11 | 3.841E-11 |
| 73 | 50116 | 2.610E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.779E-16 | 1.330E-14 | 2.018E-14 |
| 74 | 50117 | 1.077E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.282E-12 | 5.443E-10 | 8.331E-10 |
| 75 | 50118 | 9.699E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.500E-12 | 4.858E-10 | 7.500E-10 |
| 76 | 50119 | 1.108E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.362E-12 | 5.502E-10 | 8.567E-10 |
| 77 | 50120 | 1.094E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.210E-12 | 5.389E-10 | 8.461E-10 |
| 78 | 50122 | 1.364E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.842E-12 | 6.609E-10 | 1.055E-09 |
| 79 | 50124 | 2.390E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.524E-11 | 1.139E-09 | 1.849E-09 |
| 80 | 50126 | 5.083E-05 | 1.443E-06 | 2.839E-02 | 3.190E-11 | 2.384E-09 | 3.931E-09 |
| 81 | 51121 | 1.094E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.147E-12 | 5.342E-10 | 8.457E-10 |
| 82 | 51123 | 1.393E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.953E-12 | 6.692E-10 | 1.077E-09 |
| 83 | 51125 | 5.632E-08 | 5.905E-05 | 1.048E+03 | 3.563E-14 | 2.663E-12 | 4.355E-12 |
| 84 | 52122 | 3.437E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.228E-16 | 1.665E-14 | 2.658E-14 |
| 85 | 52124 | 9.261E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.906E-15 | 4.414E-13 | 7.162E-13 |
| 86 | 52125 | 3.027E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.915E-11 | 1.431E-09 | 2.341E-09 |
| 87 | 52126 | 2.107E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.322E-12 | 9.881E-11 | 1.629E-10 |
| 88 | 52128 | 3.209E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.983E-10 | 1.482E-08 | 2.482E-08 |
| 89 | 52130 | 1.692E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.029E-09 | 7.690E-08 | 1.308E-07 |
| 90 | 53127 | 1.409E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.771E-11 | 6.556E-09 | 1.089E-08 |
| 91 | 53129 | 5.052E-04 | 8.924E-08 | 1.766E-04 | 3.096E-10 | 2.314E-08 | 3.907E-08 |
| 92 | 54128 | 9.840E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.079E-16 | 4.543E-14 | 7.609E-14 |
| 93 | 54129 | 7.699E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.719E-16 | 3.527E-14 | 5.954E-14 |
| 94 | 54130 | 2.071E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.259E-13 | 9.414E-12 | 1.601E-11 |
| 95 | 54131 | 2.722E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.643E-09 | 1.228E-07 | 2.105E-07 |
| 96 | 54132 | 4.095E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.453E-09 | 1.833E-07 | 3.167E-07 |
| 97 | 54134 | 7.581E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.473E-09 | 3.343E-07 | 5.862E-07 |
| 98 | 54136 | 6.175E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.590E-09 | 2.683E-07 | 4.775E-07 |
| 99 | 55133 | 6.405E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.808E-09 | 2.846E-07 | 4.953E-07 |
| 100 | 55135 | 6.344E-03 | 7.309E-06 | 1.152E-03 | 3.716E-09 | 2.777E-07 | 4.906E-07 |
| 101 | 55137 | 2.860E-03 | 2.490E-01 | 8.704E+01 | 1.651E-09 | 1.234E-07 | 2.212E-07 |
| 102 | 56134 | 3.423E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.020E-14 | 1.510E-12 | 2.647E-12 |
| 103 | 56135 | 6.608E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.870E-14 | 2.893E-12 | 5.110E-12 |
| 104 | 56136 | 5.409E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.145E-12 | 2.350E-10 | 4.183E-10 |
| 105 | 56137 | 3.234E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.866E-09 | 1.395E-07 | 2.501E-07 |
| 106 | 56138 | 6.710E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.845E-09 | 2.874E-07 | 5.189E-07 |
| 107 | 57138 | 3.145E-08 | 7.764E-16 | 2.469E-08 | 1.802E-14 | 1.347E-12 | 2.432E-12 |
| 108 | 57139 | 6.408E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.645E-09 | 2.724E-07 | 4.955E-07 |
| 109 | 58140 | 6.208E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.506E-09 | 2.620E-07 | 4.800E-07 |
| 110 | 58142 | 5.965E-03 | 3.008E-16 | 5.042E-14 | 3.321E-09 | 2.483E-07 | 4.613E-07 |
| 111 | 59141 | 5.925E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.322E-09 | 2.483E-07 | 4.582E-07 |
| 112 | 60142 | 2.604E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.450E-15 | 1.084E-13 | 2.013E-13 |
| 113 | 60143 | 6.119E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.383E-09 | 2.529E-07 | 4.732E-07 |
| 114 | 60144 | 5.690E-03 | 6.758E-15 | 1.188E-12 | 3.124E-09 | 2.335E-07 | 4.400E-07 |
| 115 | 60145 | 4.100E-03 | 1.686E-16 | 4.112E-14 | 2.235E-09 | 1.671E-07 | 3.170E-07 |
| 116 | 60146 | 3.148E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.704E-09 | 1.274E-07 | 2.434E-07 |
| 117 | 60148 | 1.781E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.516E-10 | 7.112E-08 | 1.378E-07 |
| 118 | 60150 | 7.065E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.723E-10 | 2.783E-08 | 5.463E-08 |
| 119 | 61147 | 3.492E-06 | 3.239E-03 | 9.276E+02 | 1.878E-12 | 1.404E-10 | 2.700E-10 |
| 120 | 62147 | 2.371E-03 | 5.444E-11 | 2.296E-08 | 1.275E-09 | 9.532E-08 | 1.834E-07 |
| 121 | 62148 | 3.567E-08 | 1.088E-20 | 3.051E-13 | 1.906E-14 | 1.424E-12 | 2.759E-12 |
| 122 | 62149 | 1.155E-03 | 1.386E-15 | 1.200E-12 | 6.126E-10 | 4.579E-08 | 8.928E-08 |
| 123 | 62150 | 5.802E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.058E-12 | 2.286E-10 | 4.487E-10 |
| 124 | 62151 | 3.499E-04 | 9.210E-03 | 2.632E+01 | 1.832E-10 | 1.369E-08 | 2.706E-08 |
| 125 | 62152 | 2.929E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.523E-10 | 1.139E-08 | 2.265E-08 |
| 126 | 62154 | 8.288E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.254E-11 | 3.180E-09 | 6.409E-09 |

| | | | | | | | |
|-----|--------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 127 | 63151 | 1.054E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.519E-11 | 4.125E-09 | 8.152E-09 |
| 128 | 63152 | 5.255E-09 | 9.276E-07 | 1.765E+02 | 2.733E-15 | 2.043E-13 | 4.063E-13 |
| 129 | 63153 | 1.749E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.038E-11 | 6.755E-09 | 1.353E-08 |
| 130 | 63154 | 7.442E-10 | 2.012E-07 | 2.703E+02 | 3.820E-16 | 2.855E-14 | 5.755E-14 |
| 131 | 63155 | 7.325E-07 | 3.612E-04 | 4.931E+02 | 3.736E-13 | 2.792E-11 | 5.665E-11 |
| 132 | 64152 | 1.044E-08 | 2.275E-19 | 2.179E-11 | 5.430E-15 | 4.059E-13 | 8.074E-13 |
| 133 | 64154 | 4.695E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.410E-15 | 1.801E-13 | 3.630E-13 |
| 134 | 64155 | 3.536E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.803E-11 | 1.348E-09 | 2.734E-09 |
| 135 | 64156 | 1.692E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.575E-12 | 6.410E-10 | 1.309E-09 |
| 136 | 64157 | 6.968E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.508E-12 | 2.622E-10 | 5.388E-10 |
| 137 | 64158 | 3.875E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.939E-12 | 1.449E-10 | 2.997E-10 |
| 138 | 64160 | 3.779E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.867E-13 | 1.395E-11 | 2.922E-11 |
| 139 | 65159 | 1.180E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.864E-13 | 4.383E-11 | 9.121E-11 |
| 140 | 66160 | 3.630E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.793E-17 | 1.340E-15 | 2.807E-15 |
| 141 | 66161 | 1.026E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.036E-14 | 3.764E-12 | 7.932E-12 |
| 142 | 66162 | 1.965E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.586E-15 | 7.165E-13 | 1.519E-12 |
| 143 | 66163 | 7.837E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.801E-15 | 2.841E-13 | 6.061E-13 |
| 144 | 66164 | 2.646E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.275E-15 | 9.532E-14 | 2.046E-13 |
| 145 | 67165 | 1.394E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.676E-16 | 4.990E-14 | 1.078E-13 |
| 146 | 68166 | 6.304E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.002E-16 | 2.244E-14 | 4.875E-14 |
| 147 | 68167 | 4.497E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.128E-16 | 1.591E-14 | 3.477E-14 |
| 148 | 68168 | 1.696E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.981E-17 | 5.965E-15 | 1.312E-14 |
| 149 | 68170 | 4.284E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.992E-17 | 1.489E-15 | 3.313E-15 |
| | totals | 1.970E+03 | 7.444E-01 | 3.778E-04 | 9.732E-03 | 7.274E-01 | 1.524E-01 |

**ANEXO B – INVENTÁRIO OBTIDO DE PRODUTOS DE FISSÃO PARA 20 ANOS
DE OPERAÇÃO COM U3SI2 A 340 W**

| no. | zaid | mass (gm) | activity (Ci) | sp. act. (Ci/gm) | atom den. (a/b-cm) | atom fr. | mass fr. |
|-----|-------|--------------|------------------|---------------------|-----------------------|-----------|-----------|
| 1 | 14000 | 8.674E+02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.623E-03 | 4.136E-01 | 7.700E-02 |
| 2 | 31069 | 4.796E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.042E-15 | 9.319E-14 | 4.258E-14 |
| 3 | 31071 | 2.514E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.306E-15 | 4.747E-13 | 2.232E-13 |
| 4 | 32072 | 8.059E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.677E-14 | 1.501E-12 | 7.154E-13 |
| 5 | 32073 | 3.098E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.359E-14 | 5.689E-12 | 2.750E-12 |
| 6 | 32074 | 1.052E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.131E-13 | 1.906E-11 | 9.341E-12 |
| 7 | 32076 | 9.785E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.929E-12 | 1.726E-10 | 8.686E-11 |
| 8 | 33075 | 3.321E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.634E-13 | 5.935E-11 | 2.948E-11 |
| 9 | 34076 | 5.219E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.029E-16 | 9.206E-15 | 4.633E-15 |
| 10 | 34077 | 2.545E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.952E-12 | 4.431E-10 | 2.259E-10 |
| 11 | 34078 | 6.796E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.305E-11 | 1.168E-09 | 6.033E-10 |
| 12 | 34079 | 1.469E-05 | 2.016E-06 | 1.373E-01 | 2.786E-11 | 2.493E-09 | 1.304E-09 |
| 13 | 34080 | 4.281E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.018E-11 | 7.173E-09 | 3.800E-09 |
| 14 | 34082 | 1.106E-04 | 3.463E-21 | 3.130E-17 | 2.021E-10 | 1.809E-08 | 9.821E-09 |
| 15 | 35079 | 6.056E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.149E-14 | 1.028E-12 | 5.376E-13 |
| 16 | 35081 | 6.854E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.268E-10 | 1.134E-08 | 6.084E-09 |
| 17 | 36080 | 4.509E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.445E-17 | 7.555E-15 | 4.002E-15 |
| 18 | 36082 | 1.846E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.373E-14 | 3.018E-12 | 1.639E-12 |
| 19 | 36083 | 1.861E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.360E-10 | 3.006E-08 | 1.652E-08 |
| 20 | 36084 | 3.415E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.092E-10 | 5.450E-08 | 3.032E-08 |
| 21 | 36085 | 2.722E-05 | 1.069E-02 | 3.927E+02 | 4.798E-11 | 4.293E-09 | 2.416E-09 |
| 22 | 36086 | 7.519E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.310E-09 | 1.172E-07 | 6.675E-08 |
| 23 | 37085 | 3.979E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.014E-10 | 6.275E-08 | 3.532E-08 |
| 24 | 37087 | 9.340E-04 | 8.004E-11 | 8.570E-08 | 1.609E-09 | 1.439E-07 | 8.291E-08 |
| 25 | 38086 | 3.266E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.690E-15 | 5.090E-13 | 2.899E-13 |
| 26 | 38087 | 4.769E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.214E-16 | 7.349E-14 | 4.234E-14 |
| 27 | 38088 | 1.299E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.212E-09 | 1.979E-07 | 1.153E-07 |
| 28 | 38090 | 1.334E-03 | 1.885E-01 | 1.413E+02 | 2.221E-09 | 1.987E-07 | 1.184E-07 |
| 29 | 39089 | 1.751E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.948E-09 | 2.637E-07 | 1.554E-07 |
| 30 | 39090 | 3.467E-07 | 1.885E-01 | 5.438E+05 | 5.771E-13 | 5.163E-11 | 3.077E-11 |
| 31 | 40090 | 8.279E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.378E-09 | 1.233E-07 | 7.349E-08 |
| 32 | 40091 | 2.205E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.631E-09 | 3.248E-07 | 1.958E-07 |
| 33 | 40092 | 2.304E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.752E-09 | 3.356E-07 | 2.045E-07 |
| 34 | 40093 | 2.455E-03 | 6.174E-06 | 2.515E-03 | 3.955E-09 | 3.538E-07 | 2.179E-07 |
| 35 | 40094 | 2.530E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.033E-09 | 3.608E-07 | 2.246E-07 |
| 36 | 40096 | 2.532E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.951E-09 | 3.535E-07 | 2.248E-07 |
| 37 | 41093 | 7.077E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.140E-14 | 1.020E-12 | 6.282E-13 |
| 38 | 41094 | 9.620E-11 | 1.804E-11 | 1.875E-01 | 1.533E-16 | 1.372E-14 | 8.539E-15 |
| 39 | 42095 | 2.149E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.390E-09 | 3.033E-07 | 1.908E-07 |
| 40 | 42096 | 2.171E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.388E-13 | 3.031E-11 | 1.927E-11 |
| 41 | 42097 | 2.436E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.763E-09 | 3.367E-07 | 2.163E-07 |
| 42 | 42098 | 2.345E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.585E-09 | 3.208E-07 | 2.082E-07 |
| 43 | 42100 | 2.621E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.927E-09 | 3.513E-07 | 2.327E-07 |
| 44 | 43099 | 2.518E-03 | 4.311E-05 | 1.712E-02 | 3.810E-09 | 3.409E-07 | 2.235E-07 |
| 45 | 44099 | 2.441E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.694E-13 | 3.305E-11 | 2.167E-11 |
| 46 | 44100 | 2.320E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.476E-15 | 3.110E-13 | 2.060E-13 |
| 47 | 44101 | 2.180E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.234E-09 | 2.893E-07 | 1.935E-07 |
| 48 | 44102 | 1.821E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.675E-09 | 2.393E-07 | 1.616E-07 |
| 49 | 44104 | 8.180E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.178E-09 | 1.054E-07 | 7.262E-08 |
| 50 | 44106 | 2.840E-10 | 9.421E-07 | 3.318E+03 | 4.013E-16 | 3.590E-14 | 2.521E-14 |
| 51 | 45103 | 1.303E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.895E-09 | 1.695E-07 | 1.157E-07 |
| 52 | 46104 | 8.419E-12 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.213E-17 | 1.085E-15 | 7.473E-16 |
| 53 | 46105 | 4.252E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.067E-10 | 5.428E-08 | 3.775E-08 |
| 54 | 46106 | 1.799E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.543E-10 | 2.275E-08 | 1.597E-08 |
| 55 | 46107 | 6.666E-05 | 3.429E-08 | 5.145E-04 | 9.333E-11 | 8.350E-09 | 5.917E-09 |
| 56 | 46108 | 2.506E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.476E-11 | 3.110E-09 | 2.224E-09 |
| 57 | 46110 | 1.190E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.621E-11 | 1.450E-09 | 1.057E-09 |
| 58 | 47107 | 1.394E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.952E-16 | 1.746E-14 | 1.238E-14 |
| 59 | 47109 | 1.445E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.986E-11 | 1.777E-09 | 1.283E-09 |
| 60 | 48111 | 8.014E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.082E-11 | 9.676E-10 | 7.114E-10 |
| 61 | 48112 | 6.124E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.191E-12 | 7.328E-10 | 5.436E-10 |
| 62 | 48113 | 6.602E-06 | 2.248E-18 | 3.405E-13 | 8.752E-12 | 7.830E-10 | 5.860E-10 |

| | | | | | | | |
|-----|-------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 63 | 48114 | 5.674E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.456E-12 | 6.671E-10 | 5.037E-10 |
| 64 | 48116 | 6.442E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.319E-12 | 7.443E-10 | 5.718E-10 |
| 65 | 49113 | 6.790E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.001E-14 | 8.053E-12 | 6.027E-12 |
| 66 | 49115 | 5.684E-06 | 4.010E-17 | 7.055E-12 | 7.404E-12 | 6.624E-10 | 5.046E-10 |
| 67 | 50115 | 2.872E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.741E-13 | 3.347E-11 | 2.549E-11 |
| 68 | 50117 | 6.239E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.988E-12 | 7.147E-10 | 5.538E-10 |
| 69 | 50118 | 5.616E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.130E-12 | 6.379E-10 | 4.985E-10 |
| 70 | 50119 | 6.415E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.076E-12 | 7.225E-10 | 5.695E-10 |
| 71 | 50120 | 6.336E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.910E-12 | 7.077E-10 | 5.625E-10 |
| 72 | 50122 | 7.900E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.700E-12 | 8.678E-10 | 7.013E-10 |
| 73 | 50124 | 1.384E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.672E-11 | 1.496E-09 | 1.229E-09 |
| 74 | 50126 | 2.944E-05 | 8.360E-07 | 2.839E-02 | 3.500E-11 | 3.131E-09 | 2.614E-09 |
| 75 | 51121 | 6.282E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.777E-12 | 6.958E-10 | 5.576E-10 |
| 76 | 51123 | 8.065E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.822E-12 | 8.787E-10 | 7.159E-10 |
| 77 | 51125 | 1.220E-07 | 1.279E-04 | 1.048E+03 | 1.462E-13 | 1.308E-11 | 1.083E-11 |
| 78 | 52122 | 1.940E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.382E-16 | 2.131E-14 | 1.722E-14 |
| 79 | 52124 | 5.360E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.475E-15 | 5.793E-13 | 4.758E-13 |
| 80 | 52125 | 1.745E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.091E-11 | 1.871E-09 | 1.549E-09 |
| 81 | 52126 | 1.213E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.442E-12 | 1.290E-10 | 1.077E-10 |
| 82 | 52128 | 1.859E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.175E-10 | 1.946E-08 | 1.650E-08 |
| 83 | 52130 | 9.798E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.129E-09 | 1.010E-07 | 8.697E-08 |
| 84 | 53127 | 8.139E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.600E-11 | 8.589E-09 | 7.225E-09 |
| 85 | 53129 | 2.925E-04 | 5.168E-08 | 1.766E-04 | 3.397E-10 | 3.039E-08 | 2.597E-08 |
| 86 | 54128 | 5.145E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.021E-16 | 5.386E-14 | 4.567E-14 |
| 87 | 54129 | 2.485E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.886E-16 | 2.582E-14 | 2.206E-14 |
| 88 | 54130 | 1.196E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.378E-13 | 1.233E-11 | 1.062E-11 |
| 89 | 54131 | 1.577E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.803E-09 | 1.613E-07 | 1.400E-07 |
| 90 | 54132 | 2.372E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.691E-09 | 2.408E-07 | 2.105E-07 |
| 91 | 54134 | 4.391E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.908E-09 | 4.391E-07 | 3.898E-07 |
| 92 | 54136 | 3.577E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.940E-09 | 3.525E-07 | 3.175E-07 |
| 93 | 55133 | 3.710E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.178E-09 | 3.738E-07 | 3.293E-07 |
| 94 | 55134 | 1.875E-11 | 2.428E-08 | 1.295E+03 | 2.096E-17 | 1.875E-15 | 1.665E-15 |
| 95 | 55135 | 3.674E-03 | 4.233E-06 | 1.152E-03 | 4.076E-09 | 3.647E-07 | 3.261E-07 |
| 96 | 55137 | 2.243E-03 | 1.952E-01 | 8.704E+01 | 2.452E-09 | 2.194E-07 | 1.991E-07 |
| 97 | 56134 | 1.259E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.407E-14 | 1.259E-12 | 1.117E-12 |
| 98 | 56135 | 2.135E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.369E-14 | 2.120E-12 | 1.896E-12 |
| 99 | 56136 | 3.131E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.448E-12 | 3.085E-10 | 2.779E-10 |
| 100 | 56137 | 1.287E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.407E-09 | 1.259E-07 | 1.142E-07 |
| 101 | 56138 | 3.887E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.218E-09 | 3.774E-07 | 3.450E-07 |
| 102 | 57138 | 1.822E-08 | 4.498E-16 | 2.469E-08 | 1.977E-14 | 1.769E-12 | 1.617E-12 |
| 103 | 57139 | 3.711E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.999E-09 | 3.578E-07 | 3.295E-07 |
| 104 | 58140 | 3.591E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.842E-09 | 3.437E-07 | 3.188E-07 |
| 105 | 58142 | 3.455E-03 | 1.742E-16 | 5.042E-14 | 3.644E-09 | 3.261E-07 | 3.067E-07 |
| 106 | 58144 | 8.969E-11 | 2.856E-07 | 3.185E+03 | 9.328E-17 | 8.346E-15 | 7.962E-15 |
| 107 | 59141 | 3.432E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.645E-09 | 3.261E-07 | 3.046E-07 |
| 108 | 60142 | 1.122E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.183E-17 | 1.059E-15 | 9.959E-16 |
| 109 | 60143 | 3.544E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.712E-09 | 3.321E-07 | 3.146E-07 |
| 110 | 60144 | 3.296E-03 | 3.914E-15 | 1.188E-12 | 3.428E-09 | 3.067E-07 | 2.925E-07 |
| 111 | 60145 | 2.375E-03 | 9.763E-17 | 4.112E-14 | 2.453E-09 | 2.194E-07 | 2.108E-07 |
| 112 | 60146 | 1.823E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.870E-09 | 1.673E-07 | 1.618E-07 |
| 113 | 60148 | 1.032E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.044E-09 | 9.341E-08 | 9.159E-08 |
| 114 | 60150 | 4.092E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.085E-10 | 3.655E-08 | 3.632E-08 |
| 115 | 61147 | 7.805E-06 | 7.239E-03 | 9.276E+02 | 7.951E-12 | 7.114E-10 | 6.928E-10 |
| 116 | 62147 | 1.368E-03 | 3.140E-11 | 2.296E-08 | 1.393E-09 | 1.247E-07 | 1.214E-07 |
| 117 | 62148 | 1.649E-08 | 5.030E-21 | 3.051E-13 | 1.668E-14 | 1.493E-12 | 1.464E-12 |
| 118 | 62149 | 6.700E-04 | 8.042E-16 | 1.200E-12 | 6.735E-10 | 6.025E-08 | 5.948E-08 |
| 119 | 62150 | 2.010E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.006E-12 | 1.795E-10 | 1.784E-10 |
| 120 | 62151 | 2.268E-04 | 5.970E-03 | 2.632E+01 | 2.249E-10 | 2.012E-08 | 2.013E-08 |
| 121 | 62152 | 1.695E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.670E-10 | 1.494E-08 | 1.505E-08 |
| 122 | 62154 | 4.799E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.667E-11 | 4.175E-09 | 4.260E-09 |
| 123 | 63151 | 3.700E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.669E-11 | 3.283E-09 | 3.284E-09 |
| 124 | 63152 | 4.154E-11 | 7.334E-09 | 1.765E+02 | 4.093E-17 | 3.662E-15 | 3.688E-15 |
| 125 | 63153 | 1.013E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.915E-11 | 8.870E-09 | 8.992E-09 |
| 126 | 63154 | 3.727E-10 | 1.007E-07 | 2.703E+02 | 3.624E-16 | 3.242E-14 | 3.308E-14 |

| | | | | | | | |
|-----|--------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 127 | 63155 | 1.145E-06 | 5.645E-04 | 4.931E+02 | 1.106E-12 | 9.896E-11 | 1.016E-10 |
| 128 | 64152 | 2.000E-11 | 4.358E-22 | 2.179E-11 | 1.970E-17 | 1.763E-15 | 1.775E-15 |
| 129 | 64154 | 1.391E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.353E-15 | 1.211E-13 | 1.235E-13 |
| 130 | 64155 | 1.978E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.911E-11 | 1.710E-09 | 1.756E-09 |
| 131 | 64156 | 9.767E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.376E-12 | 8.388E-10 | 8.670E-10 |
| 132 | 64157 | 4.054E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.867E-12 | 3.460E-10 | 3.599E-10 |
| 133 | 64158 | 2.223E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.106E-12 | 1.885E-10 | 1.973E-10 |
| 134 | 64160 | 2.186E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.046E-13 | 1.831E-11 | 1.941E-11 |
| 135 | 65159 | 6.827E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.430E-13 | 5.753E-11 | 6.060E-11 |
| 136 | 66160 | 1.971E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.844E-17 | 1.650E-15 | 1.749E-15 |
| 137 | 66161 | 5.934E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.519E-14 | 4.937E-12 | 5.267E-12 |
| 138 | 66162 | 1.135E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.050E-14 | 9.390E-13 | 1.008E-12 |
| 139 | 66163 | 4.526E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.157E-15 | 3.719E-13 | 4.017E-13 |
| 140 | 66164 | 1.524E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.392E-15 | 1.245E-13 | 1.353E-13 |
| 141 | 67165 | 8.021E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.279E-16 | 6.512E-14 | 7.120E-14 |
| 142 | 68166 | 3.615E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.261E-16 | 2.917E-14 | 3.209E-14 |
| 143 | 68167 | 2.577E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.310E-16 | 2.067E-14 | 2.287E-14 |
| 144 | 68168 | 9.642E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.594E-17 | 7.689E-15 | 8.559E-15 |
| 145 | 68170 | 2.416E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.128E-17 | 1.903E-15 | 2.144E-15 |
| | totals | 8.675E+02 | 5.968E-01 | 6.880E-04 | 4.623E-03 | 4.136E-01 | 7.701E-02 |

**ANEXO C – INVENTÁRIO OBTIDO DE PRODUTOS DE FISSÃO PARA 20 ANOS
DE OPERAÇÃO COM U3SI2 A 1 KW**

| no. zaid | mass (gm) | activity (Ci) | sp. act. (Ci/gm) | atom den. (a/b-cm) | atom fr. | mass fr. | |
|----------|--------------|------------------|---------------------|-----------------------|-----------|-----------|-----------|
| 1 | 14000 | 8.674E+02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.623E-03 | 4.136E-01 | 7.700E-02 |
| 2 | 31069 | 1.411E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.064E-15 | 2.741E-13 | 1.252E-13 |
| 3 | 31071 | 7.396E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.561E-14 | 1.396E-12 | 6.565E-13 |
| 4 | 32072 | 2.371E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.933E-14 | 4.414E-12 | 2.104E-12 |
| 5 | 32073 | 9.113E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.870E-13 | 1.673E-11 | 8.089E-12 |
| 6 | 32074 | 3.095E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.267E-13 | 5.607E-11 | 2.748E-11 |
| 7 | 32076 | 2.878E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.674E-12 | 5.077E-10 | 2.555E-10 |
| 8 | 33075 | 9.764E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.951E-12 | 1.745E-10 | 8.667E-11 |
| 9 | 34076 | 1.544E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.043E-16 | 2.723E-14 | 1.370E-14 |
| 10 | 34077 | 7.486E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.457E-11 | 1.303E-09 | 6.645E-10 |
| 11 | 34078 | 1.999E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.840E-11 | 3.435E-09 | 1.774E-09 |
| 12 | 34079 | 4.321E-05 | 5.931E-06 | 1.373E-01 | 8.195E-11 | 7.332E-09 | 3.836E-09 |
| 13 | 34080 | 1.259E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.358E-10 | 2.110E-08 | 1.118E-08 |
| 14 | 34082 | 3.254E-04 | 1.019E-20 | 3.130E-17 | 5.946E-10 | 5.320E-08 | 2.889E-08 |
| 15 | 35079 | 1.781E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.379E-14 | 3.023E-12 | 1.581E-12 |
| 16 | 35081 | 2.016E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.729E-10 | 3.336E-08 | 1.790E-08 |
| 17 | 36080 | 1.326E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.484E-16 | 2.223E-14 | 1.177E-14 |
| 18 | 36082 | 5.448E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.954E-14 | 8.905E-12 | 4.836E-12 |
| 19 | 36083 | 5.475E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.883E-10 | 8.842E-08 | 4.860E-08 |
| 20 | 36084 | 1.005E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.792E-09 | 1.603E-07 | 8.918E-08 |
| 21 | 36085 | 8.007E-05 | 3.145E-02 | 3.927E+02 | 1.411E-10 | 1.263E-08 | 7.107E-09 |
| 22 | 36086 | 2.212E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.853E-09 | 3.447E-07 | 1.963E-07 |
| 23 | 37085 | 1.170E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.063E-09 | 1.846E-07 | 1.039E-07 |
| 24 | 37087 | 2.747E-03 | 2.354E-10 | 8.570E-08 | 4.731E-09 | 4.233E-07 | 2.439E-07 |
| 25 | 38086 | 9.622E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.676E-14 | 1.500E-12 | 8.541E-13 |
| 26 | 38087 | 1.403E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.417E-15 | 2.162E-13 | 1.246E-13 |
| 27 | 38088 | 3.821E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.507E-09 | 5.821E-07 | 3.392E-07 |
| 28 | 38090 | 3.924E-03 | 5.543E-01 | 1.413E+02 | 6.533E-09 | 5.845E-07 | 3.484E-07 |
| 29 | 39089 | 5.150E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.670E-09 | 7.757E-07 | 4.572E-07 |
| 30 | 39090 | 1.020E-06 | 5.545E-01 | 5.438E+05 | 1.698E-12 | 1.519E-10 | 9.052E-11 |
| 31 | 40090 | 2.435E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.054E-09 | 3.627E-07 | 2.162E-07 |
| 32 | 40091 | 6.486E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.068E-08 | 9.555E-07 | 5.758E-07 |
| 33 | 40092 | 6.776E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.104E-08 | 9.873E-07 | 6.015E-07 |
| 34 | 40093 | 7.221E-03 | 1.816E-05 | 2.515E-03 | 1.163E-08 | 1.041E-06 | 6.410E-07 |
| 35 | 40094 | 7.442E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.186E-08 | 1.061E-06 | 6.606E-07 |
| 36 | 40096 | 7.448E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.162E-08 | 1.040E-06 | 6.611E-07 |
| 37 | 41093 | 2.082E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.354E-14 | 3.000E-12 | 1.848E-12 |
| 38 | 41094 | 2.835E-10 | 5.317E-11 | 1.875E-01 | 4.519E-16 | 4.043E-14 | 2.517E-14 |
| 39 | 42095 | 6.322E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.970E-09 | 8.920E-07 | 5.612E-07 |
| 40 | 42096 | 6.467E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.009E-12 | 9.029E-11 | 5.740E-11 |
| 41 | 42097 | 7.167E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.107E-08 | 9.903E-07 | 6.362E-07 |
| 42 | 42098 | 6.899E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.055E-08 | 9.435E-07 | 6.124E-07 |
| 43 | 42100 | 7.710E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.155E-08 | 1.033E-06 | 6.844E-07 |
| 44 | 43099 | 7.406E-03 | 1.268E-04 | 1.712E-02 | 1.121E-08 | 1.003E-06 | 6.574E-07 |
| 45 | 44099 | 7.181E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.087E-12 | 9.722E-11 | 6.374E-11 |
| 46 | 44100 | 6.825E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.023E-14 | 9.148E-13 | 6.058E-13 |
| 47 | 44101 | 6.412E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.511E-09 | 8.509E-07 | 5.692E-07 |
| 48 | 44102 | 5.356E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.867E-09 | 7.038E-07 | 4.754E-07 |
| 49 | 44104 | 2.406E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.466E-09 | 3.101E-07 | 2.136E-07 |
| 50 | 44106 | 8.352E-10 | 2.771E-06 | 3.318E+03 | 1.180E-15 | 1.056E-13 | 7.414E-14 |
| 51 | 45103 | 3.832E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.574E-09 | 4.987E-07 | 3.402E-07 |
| 52 | 46104 | 2.533E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.649E-17 | 3.264E-15 | 2.248E-15 |
| 53 | 46105 | 1.251E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.785E-09 | 1.597E-07 | 1.110E-07 |
| 54 | 46106 | 5.292E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.479E-10 | 6.691E-08 | 4.698E-08 |
| 55 | 46107 | 1.961E-04 | 1.009E-07 | 5.145E-04 | 2.745E-10 | 2.456E-08 | 1.741E-08 |
| 56 | 46108 | 7.370E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.022E-10 | 9.146E-09 | 6.542E-09 |
| 57 | 46110 | 3.501E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.768E-11 | 4.266E-09 | 3.108E-09 |
| 58 | 47107 | 4.037E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.653E-16 | 5.057E-14 | 3.584E-14 |
| 59 | 47109 | 4.250E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.841E-11 | 5.226E-09 | 3.773E-09 |
| 60 | 48110 | 5.134E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.992E-17 | 6.255E-15 | 4.557E-15 |
| 61 | 48111 | 2.357E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.181E-11 | 2.846E-09 | 2.092E-09 |
| 62 | 48112 | 1.801E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.409E-11 | 2.155E-09 | 1.599E-09 |

| | | | | | | | |
|-----|-------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 63 | 48113 | 1.937E-05 | 6.595E-18 | 3.405E-13 | 2.568E-11 | 2.297E-09 | 1.719E-09 |
| 64 | 48114 | 1.674E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.200E-11 | 1.968E-09 | 1.486E-09 |
| 65 | 48116 | 1.895E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.447E-11 | 2.189E-09 | 1.682E-09 |
| 66 | 49113 | 1.992E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.641E-13 | 2.363E-11 | 1.769E-11 |
| 67 | 49115 | 1.672E-05 | 1.179E-16 | 7.055E-12 | 2.178E-11 | 1.948E-09 | 1.484E-09 |
| 68 | 50115 | 8.447E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.100E-12 | 9.844E-11 | 7.498E-11 |
| 69 | 50116 | 1.824E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.356E-17 | 2.108E-15 | 1.619E-15 |
| 70 | 50117 | 1.835E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.350E-11 | 2.102E-09 | 1.629E-09 |
| 71 | 50118 | 1.652E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.097E-11 | 1.876E-09 | 1.466E-09 |
| 72 | 50119 | 1.887E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.375E-11 | 2.125E-09 | 1.675E-09 |
| 73 | 50120 | 1.864E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.327E-11 | 2.082E-09 | 1.654E-09 |
| 74 | 50122 | 2.324E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.853E-11 | 2.553E-09 | 2.063E-09 |
| 75 | 50124 | 4.072E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.919E-11 | 4.401E-09 | 3.615E-09 |
| 76 | 50126 | 8.661E-05 | 2.459E-06 | 2.839E-02 | 1.030E-10 | 9.211E-09 | 7.688E-09 |
| 77 | 51121 | 1.848E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.288E-11 | 2.047E-09 | 1.640E-09 |
| 78 | 51123 | 2.372E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.889E-11 | 2.585E-09 | 2.106E-09 |
| 79 | 51125 | 3.590E-07 | 3.764E-04 | 1.048E+03 | 4.302E-13 | 3.849E-11 | 3.187E-11 |
| 80 | 52122 | 6.189E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.599E-16 | 6.798E-14 | 5.494E-14 |
| 81 | 52124 | 1.578E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.906E-14 | 1.705E-12 | 1.401E-12 |
| 82 | 52125 | 5.132E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.150E-11 | 5.502E-09 | 4.556E-09 |
| 83 | 52126 | 3.568E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.242E-12 | 3.795E-10 | 3.168E-10 |
| 84 | 52128 | 5.468E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.399E-10 | 5.725E-08 | 4.854E-08 |
| 85 | 52130 | 2.882E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.321E-09 | 2.971E-07 | 2.558E-07 |
| 86 | 53127 | 2.394E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.824E-10 | 2.526E-08 | 2.125E-08 |
| 87 | 53129 | 8.605E-04 | 1.520E-07 | 1.766E-04 | 9.991E-10 | 8.939E-08 | 7.638E-08 |
| 88 | 54128 | 1.514E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.772E-15 | 1.586E-13 | 1.344E-13 |
| 89 | 54129 | 7.324E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 8.505E-16 | 7.609E-14 | 6.502E-14 |
| 90 | 54130 | 3.544E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.084E-13 | 3.653E-11 | 3.146E-11 |
| 91 | 54131 | 4.638E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.303E-09 | 4.744E-07 | 4.117E-07 |
| 92 | 54132 | 6.976E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 7.916E-09 | 7.082E-07 | 6.193E-07 |
| 93 | 54134 | 1.292E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.444E-08 | 1.292E-06 | 1.146E-06 |
| 94 | 54136 | 1.053E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.160E-08 | 1.038E-06 | 9.350E-07 |
| 95 | 55133 | 1.091E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.229E-08 | 1.099E-06 | 9.686E-07 |
| 96 | 55134 | 1.289E-10 | 1.669E-07 | 1.295E+03 | 1.441E-16 | 1.289E-14 | 1.145E-14 |
| 97 | 55135 | 1.080E-02 | 1.244E-05 | 1.152E-03 | 1.198E-08 | 1.072E-06 | 9.583E-07 |
| 98 | 55137 | 6.597E-03 | 5.742E-01 | 8.704E+01 | 7.212E-09 | 6.453E-07 | 5.856E-07 |
| 99 | 56134 | 9.048E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.011E-13 | 9.048E-12 | 8.031E-12 |
| 100 | 56135 | 6.275E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.962E-14 | 6.229E-12 | 5.570E-12 |
| 101 | 56136 | 9.222E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.016E-11 | 9.086E-10 | 8.186E-10 |
| 102 | 56137 | 3.785E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.138E-09 | 3.702E-07 | 3.360E-07 |
| 103 | 56138 | 1.143E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.241E-08 | 1.110E-06 | 1.015E-06 |
| 104 | 57138 | 5.359E-08 | 1.323E-15 | 2.469E-08 | 5.816E-14 | 5.203E-12 | 4.757E-12 |
| 105 | 57139 | 1.092E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.176E-08 | 1.052E-06 | 9.691E-07 |
| 106 | 58140 | 1.056E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.130E-08 | 1.011E-06 | 9.377E-07 |
| 107 | 58142 | 1.016E-02 | 5.124E-16 | 5.042E-14 | 1.072E-08 | 9.590E-07 | 9.022E-07 |
| 108 | 58144 | 2.638E-10 | 8.400E-07 | 3.185E+03 | 2.743E-16 | 2.454E-14 | 2.341E-14 |
| 109 | 59141 | 1.009E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.072E-08 | 9.592E-07 | 8.960E-07 |
| 110 | 60142 | 9.068E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.565E-17 | 8.557E-15 | 8.050E-15 |
| 111 | 60143 | 1.042E-02 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.092E-08 | 9.768E-07 | 9.254E-07 |
| 112 | 60144 | 9.694E-03 | 1.151E-14 | 1.188E-12 | 1.008E-08 | 9.020E-07 | 8.605E-07 |
| 113 | 60145 | 6.985E-03 | 2.872E-16 | 4.112E-14 | 7.214E-09 | 6.454E-07 | 6.200E-07 |
| 114 | 60146 | 5.362E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.501E-09 | 4.921E-07 | 4.760E-07 |
| 115 | 60148 | 3.035E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.071E-09 | 2.747E-07 | 2.694E-07 |
| 116 | 60150 | 1.204E-03 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.202E-09 | 1.075E-07 | 1.068E-07 |
| 117 | 61147 | 2.296E-05 | 2.129E-02 | 9.276E+02 | 2.339E-11 | 2.092E-09 | 2.038E-09 |
| 118 | 62147 | 4.023E-03 | 9.235E-11 | 2.296E-08 | 4.098E-09 | 3.667E-07 | 3.571E-07 |
| 119 | 62148 | 1.425E-07 | 4.347E-20 | 3.051E-13 | 1.442E-13 | 1.290E-11 | 1.265E-11 |
| 120 | 62149 | 1.960E-03 | 2.352E-15 | 1.200E-12 | 1.970E-09 | 1.762E-07 | 1.740E-07 |
| 121 | 62150 | 1.722E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.719E-11 | 1.538E-09 | 1.528E-09 |
| 122 | 62151 | 6.665E-04 | 1.754E-02 | 2.632E+01 | 6.610E-10 | 5.913E-08 | 5.916E-08 |
| 123 | 62152 | 4.995E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.921E-10 | 4.403E-08 | 4.434E-08 |
| 124 | 62154 | 1.412E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.373E-10 | 1.228E-08 | 1.253E-08 |
| 125 | 63151 | 1.087E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.078E-10 | 9.646E-09 | 9.650E-09 |
| 126 | 63152 | 3.588E-10 | 6.334E-08 | 1.765E+02 | 3.535E-16 | 3.162E-14 | 3.185E-14 |

| | | | | | | | |
|-----|--------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 127 | 63153 | 2.980E-04 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.916E-10 | 2.609E-08 | 2.645E-08 |
| 128 | 63154 | 3.378E-09 | 9.132E-07 | 2.703E+02 | 3.285E-15 | 2.939E-13 | 2.999E-13 |
| 129 | 63155 | 3.366E-06 | 1.660E-03 | 4.931E+02 | 3.252E-12 | 2.910E-10 | 2.988E-10 |
| 130 | 64152 | 1.725E-10 | 3.759E-21 | 2.179E-11 | 1.700E-16 | 1.521E-14 | 1.531E-14 |
| 131 | 64154 | 1.259E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.224E-14 | 1.095E-12 | 1.118E-12 |
| 132 | 64155 | 5.816E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.619E-11 | 5.027E-09 | 5.163E-09 |
| 133 | 64156 | 2.876E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.761E-11 | 2.470E-09 | 2.553E-09 |
| 134 | 64157 | 1.174E-05 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.120E-11 | 1.002E-09 | 1.043E-09 |
| 135 | 64158 | 6.720E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.369E-12 | 5.698E-10 | 5.965E-10 |
| 136 | 64160 | 6.432E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.019E-13 | 5.385E-11 | 5.709E-11 |
| 137 | 65159 | 2.008E-06 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.891E-12 | 1.692E-10 | 1.783E-10 |
| 138 | 66160 | 6.386E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 5.977E-17 | 5.347E-15 | 5.669E-15 |
| 139 | 66161 | 1.745E-07 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.623E-13 | 1.452E-11 | 1.549E-11 |
| 140 | 66162 | 3.340E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 3.087E-14 | 2.762E-12 | 2.965E-12 |
| 141 | 66163 | 1.331E-08 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 1.223E-14 | 1.094E-12 | 1.182E-12 |
| 142 | 66164 | 4.484E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 4.094E-15 | 3.662E-13 | 3.980E-13 |
| 143 | 67165 | 2.361E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.142E-15 | 1.917E-13 | 2.095E-13 |
| 144 | 68166 | 1.063E-09 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 9.593E-16 | 8.582E-14 | 9.440E-14 |
| 145 | 68167 | 7.579E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.795E-16 | 6.080E-14 | 6.728E-14 |
| 146 | 68168 | 2.837E-10 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 2.529E-16 | 2.262E-14 | 2.518E-14 |
| 147 | 68170 | 7.105E-11 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 6.258E-17 | 5.599E-15 | 6.307E-15 |
| | totals | 8.677E+02 | 1.756E+00 | 2.023E-03 | 4.623E-03 | 4.136E-01 | 7.703E-02 |