UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
Escola de Engenharia - Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

Renato Vinícius Alvernaz Marques

ANÁLISE NEUTRÔNICA DO PROJETO DE UM REATOR RÁPIDO PARA TRANSMUTAÇÃO EM UM SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO

Belo Horizonte

2024

Renato Vinícius Alvernaz Marques

ANÁLISE NEUTRÔNICA DO PROJETO DE UM REATOR RÁPIDO PARA TRANSMUTAÇÃO EM UM SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO

Tese apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais, como requisito parcial à obtenção do título de Doutor em Ciências e Técnicas Nucleares.

Orientador: Profª. Drª. Claubia Pereira Bezerra Lima

Coorientador: Prof. Dr. Carlos Eduardo Velasquez Cabrera

Belo Horizonte

2024

Marques, Renato Vinícius Alvernaz.
M357a Análise neutrônica do projeto de um reator rápido para transmutação em um sistema híbrido fusão-fissão [recurso eletrônico] / Renato Vinícius Alvernaz Marques. – 2024.
1 recurso online (160 f. : il., color.) : pdf.

Orientadora: Claubia Pereira Bezerra Lima.
Coorientador: Carlos Eduardo Velasquez Cabrera.

Tese (doutorado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.

Apêndices: f. 160.

Bibliografia: f. 155-159.

1. Engenharia nuclear – Teses. 2. Reatores nucleares – Teses. 3. Fusão nuclear – Teses. 4. Fissão nuclear – Teses. 5. Fluxo de nêutrons – Teses. 6. Elementos actinídeos – Teses. 7. Elementos transurânicos – Teses. 8. Simulação por computador – Teses. I. Lima, Claubia Pereira Bezerra. II. Cabrera, Carlos Eduardo Velasquez. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(043)

Ficha catalográfica elaborada pelo Bibliotecário Marcio A. A. Gomes CRB/6 2812
Biblioteca Prof. Mário Werneck, Escola de Engenharia da UFMG

UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS

PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES

PCTN

FOLHA DE APROVAÇÃO

ANÁLISE NEUTRÔNICA DO PROJETO DE UM REATOR RÁPIDO PARA TRANSMUTAÇÃO EM UM SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO

RENATO VINÍCIUS ALVERNAZ MARQUES

Tese submetida à Banca Examinadora designada pelo Colegiado do Programa de Pós-Graduação em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, como requisito para obtenção do grau de Doutor em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, área de concentração ENGENHARIA NUCLEAR E DA ENERGIA.

Aprovada em 04 de julho de 2024, pela banca constituída pelos membros:

Documento assinado digitalmente
gov.br CLAUBIA PEREIRA BEZERRA LIMA
Data: 21/08/2024 16:01:57-0300
Verifique em https://validar.iti.gov.br

Prof.ª Claubia Pereira Bezerra Lima – Orientadora
Departamento de Engenharia Nuclear – UFMG

Documento assinado digitalmente
gov.br CARLOS EDUARDO VELASQUEZ CABRERA
Data: 25/08/2024 05:58:37-0300
Verifique em https://validar.iti.gov.br

Prof. Carlos Eduardo Velasquez Cabrera – Coorientador
Departamento de Engenharia Nuclear – UFMG

Documento assinado digitalmente
gov.br ALESSANDRO DA CRUZ GONCALVES
Data: 21/08/2024 16:18:43-0300
Verifique em https://validar.iti.gov.br

Prof. Alessandro da Cruz Gonçalves
Programa de Engenharia Nuclear – COPPE/UFRJ

Leandro Paulo de Almeida Reis Tanure
Digitally signed by Leandro Paulo de Almeida Reis Tanure
Date: 2024.08.23 08:39:17 +01'00'

Dr. Leandro Paulo de Almeida Reis Tanure
Oxford Sigma

Documento assinado digitalmente
gov.br CLARYSSON ALBERTO MELLO DA SILVA
Data: 26/08/2024 08:57:46-0300
Verifique em https://validar.iti.gov.br

Prof. Clarysson Alberto Mello da Silva
Departamento de Engenharia Nuclear – UFMG

Documento assinado digitalmente
gov.br ROCHKHUDSON BATISTA DE FARIA
Data: 21/08/2024 18:22:03-0300
Verifique em https://validar.iti.gov.br

Prof. Rochkhudson Batista de Faria
Programa de Pós-graduação em Energia – UFES

Belo Horizonte, 4 de julho de 2024.

DEDICATÓRIA

Ao meu irmão, Pp....e à Marie...

AGRADECIMENTOS

Aos meus pais, Renato e Gessilda, por me incentivarem e me apoiarem sempre.

À minha Joaninha, por ser minha parceira, minha companheira, sempre me ajudando e me incentivando.

Às minhas irmãs, Cíntia e Janaína, minha vó Maria, e a todos os meus amigos e familiares, pelo carinho.

Ao Prof. Dr. Carlos Eduardo, pelo apoio incondicional, pela ajuda fundamental, pela fraternidade e irmandade.

À Profª. Drª. Claubia Pereira, pelo apoio incondicional, durante todo o meu processo de doutorado e também antes dele.

Aos demais professores do Departamento de Engenharia Nuclear pelo apoio e afeto.

Às agências brasileiras de fomento à pesquisa, CNEN, CNPq, CAPES e FAPEMIG.

RESUMO

Este trabalho propõe um projeto de reator rápido subcrítico de pequeno porte com uma fonte externa de nêutrons para transmutação de actinídeos. O reator integra recursos de sistemas ADS (*Accelerator-Driven System*) e sistema de fusão baseados na tecnologia Tokamak. Ambas as fontes externas de nêutrons foram avaliadas, uma a partir do espectro de evaporação e outra proveniente do espectro de fusão aplicadas no pequeno reator subcrítico rápido projetado. A análise envolveu a avaliação do fluxo de nêutrons e das taxas de transmutação de actinídeos através de simulações de queima de combustível a 1200 K.

O objetivo primário foi avaliar a possibilidade de implementação deste sistema através da análise dos parâmetros neutrônicos utilizando o espectro de nêutrons de uma fonte de fusão-fissão proveniente de um Tokamak como fonte externa no sistema proposto, comparando com o mesmo sistema usando a fonte de espalhamento do ADS.

Primeiramente, as análises levaram em consideração a mesma composição de combustível, no caso elementos transurânicos reprocessados diluídos em tório, para uma temperatura de trabalho de 1200 K e com o combustível fresco, ou seja, sem realização de sua queima. Em segundo lugar, uma simulação de queima de combustível foi realizada para mostrar o comportamento do fluxo de nêutrons e principalmente as taxas de transmutação de actinídeos para cada fonte externa no sistema modelado. Os resultados indicaram a importância das fontes externas de nêutrons nos sistemas subcríticos. Além disso, os resultados mostraram que o sistema com a fonte externa de nêutrons de fusão-fissão exibiu alta transmutação de actinídeos após a avaliação de queima de combustível.

Após a análise primária do sistema modelado de maneira semi-heterogênea, foi projetado também o mesmo reator de maneira heterogênea, com o objetivo de comparar os dois modelos propostos, considerando a fonte externa de nêutrons de fusão-fissão no sistema. Nesta análise, além da comparação dos modelos projetados, também foi comparada o combustível GANEX tanto diluído em tório quanto em urânio empobrecido, de modo a analisar os parâmetros de queima nos sistemas com estes dois combustíveis. Ademais, uma análise dos sistemas com o reator à potência zero e também com o reator à plena potência foi realizada, mostrando o comportamento neutrônico nos sistemas modelados.

Por fim, foram realizadas análises de transmutação de actinídeos no SSFR proposto com a fonte externa de nêutrons de fusão com a inserção no sistema de uma camada refletora ao redor do núcleo do reator, em comparação com o sistema sem essa camada refletora. A análise

também comparou diferentes materiais refletores para esta respectiva camada. O propósito foi mitigar a fuga de nêutrons do núcleo do sistema, o que aumentaria o fluxo de nêutrons no núcleo do reator e, consequentemente, podendo melhorar os parâmetros de transmutação no sistema.

Todas as análises foram realizadas utilizando o código MONTEBURNS que executa de forma conectada os códigos MCNP5 e ORIGEN2.1. Os dados neutrônicos foram obtidos pelo código MCNP5 e os dados de queima e variação da composição do combustível foram obtidos pelo ORIGEN2.1. As bibliotecas de seção de choque foram fornecidas pela JEFF-3.3 e geradas pelo NJOY-2012.

Palavras-chave: Pequeno Reator Rápido Subcrítico; fonte de fusão; fonte de evaporação; transmutação; transurânicos; actinídeos; parâmetros neutrônicos; tório; urânio empobrecido; queima de combustível; semi-heterogêneo; heterogêneo; sistema de fusão-fissão; ADS-fissão.

ABSTRACT

This work proposes a project of a small subcritical fast reactor with an external neutron source for actinide transmutation. The reactor integrates features of ADS and fusion system based on Tokamak technology. Both external neutron sources were evaluated, one from the evaporation spectrum and the other from the fusion spectrum applied to the designed small fast subcritical reactor. The analysis involved the evaluating the neutron flux and actinide transmutation rates through a fuel burnup simulation at 1200 K.

The primary objective was to evaluate the possibility of implementing this system through the analysis of neutronic parameters using the neutron spectrum of a fusion source from a study Tokamak as an external source in the proposed system, comparing it with the same system using the evaporation source of ADS.

First of all, the analyzes took into account the same fuel composition for a working temperature of 1200 K for fresh fuel. Secondly, a fuel burnup simulation was performed to show the neutron flux behavior and mainly the actinide transmutation rates for each external source in the modeled system. The results indicated the importance of external neutron sources in subcritical systems. Furthermore, the results showed that the system with the external fusion neutron source exhibited high actinide transmutation after the fuel burnup evaluation.

After this primary analysis of the system modeled in a semi-heterogeneous way, the same reactor was also designed in a heterogeneous way, with the aim of comparing the two proposed models, considering the external source of fusion-fission neutrons in the system. In this analysis, the GANEX fuel was also evaluated, both diluted in thorium and depleted uranium, in order to analyze the burnup parameters in systems with these two fuels. Furthermore, an analysis of the ‘cold zero power’ and ‘hot full power’ systems was also carried out, showing the neutronic behavior in the modeled systems.

Finally, an actinide transmutation analyzes were carried out in the proposed SSFR using the fusion external neutron source with an insertion of a reflective layer surrounding the reactor core, comparing with the system without this reflective layer. The analysis also compared different reflective materials for this respective layer. The purpose was to mitigate the neutron leakage from the system core, which would increase the neutron flow in the reactor core and, consequently, could improve the transmutation parameters in the system.

All analyzes were performed using the MONTEBURNS code, which executes the MCNP5 and ORIGEN2.1 codes in a connected way. The neutronic data were obtained by the

MCNP code and the burnup and fuel composition variation data were obtained by ORIGEN2.1. The cross section libraries were provided by JEFF-3.3 generated by NJOY-2012.

Keywords: Small Subcritical Fast Reactor; fusion source; evaporation source; transmutation; actinide; transuranic; neutronic parameters; thorium; depleted uranium; fuel burnup; semi-heterogeneous; heterogeneous; fusion-fission system; ADS-fission.

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 – Esquema ADS-Fissão proposto por Rubbia et al [10]. 27
Figura 2 –Sistema Híbrido Fusão-Fissão. Adaptada de [20]. 30
Figura 3 - Probabilidade de fissão por nêutron absorvido para transurânicos. Adaptada de [21]. 31
Figura 4. Esquematização da integração entre os códigos MCNP5 e ORIGEN2.1 pelo MONTEBURNS. Adaptada de [36]. 40
Figura 5 – Dimensão elemento combustível por Rubbia et al. [9]. 42
Figura 6. Configuração do SSFR modelado de maneira heterogênea. Elementos combustíveis nos núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 44
Figura 7. Diferença entre as redes de combustível projetadas para o SSFR: a) Heterogênea; b) Semi-Heterogênea. 46
Figura 8. Visão geral do sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogêneo. 47
Figura 9. Sistema semi-heterogêneo modelado com a camada refletora externa ao núcleo do SSFR. 49
Figura 10. Processo esquemático reprocessamento GANEX. Adaptada de [47, 48]. 55
Figura 11. Espectro de nêutrons da fonte de evaporação proveniente do ADS. 57
Figura 12. Sistema Híbrido Fusão-Fissão Baseado no Tokamak [6, 19]. 58
Figura 13. Espectro de nêutrons proveniente da fonte de fusão do FFS [6, 19]. 59
Figura 14. Espectro de nêutrons para diferentes fontes definidas no volume da fonte externa no SSFR. 60
Figura 15. Sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogêneo. 64
Figura 16. Fluxo de nêutrons para a fonte de fusão (FF) e para a fonte de evaporação (FE) no SSFR. 66
Figura 17. Fluxo de nêutrons para as fontes externas no SSFR sobre: a) o núcleo interno; b) núcleo externo; c) núcleo produtor. 70
Figura 18. Valores de k_{eff} durante a queima do combustível no SSFR. 71
Figura 19. Fluxo de nêutrons no SSFR após a simulação de queima do combustível nos núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 75

Figura 20. Razão captura-fissão no SSFR durante a queima do combustível sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo; c) núcleo produtor. 77
Figura 21. Densidade de Potência no SSFR durante a queima do combustível. 77
Figura 22. Queima no SSFR com a fonte externa de evaporação. 78
Figura 23. Queima no SSFR com a fonte externa de fusão. 79
Figura 24. Atividade no SSFR para as diferentes fontes externas no SSFR. 80
Figura 25. Atividade no SSFR sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo. 81
Figura 26. Atividade no SSFR sobre o núcleo produtor. 82
Figura 27. Crescimento de U-233 em cada região do núcleo após a queima do combustível no SSFR. 83
Figura 28. Variação de massa dos actinídeos menores após a queima do combustível sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo. 84
Figura 29. Variação de massa total dos actinídeos menores após a queima do combustível no SSFR. 85
Figura 30. Variação de massa dos isótopos de Neptúnio após a queima do combustível no SSFR. 86
Figura 31. Variação de massa dos isótopos de Amerício após a queima do combustível no SSFR. 87
Figura 32. Variação de massa dos isótopos de Cúrio após a queima do combustível no SSFR. 88
Figura 33. Crescimento de U-233 após a queima do combustível no SSFR. 89
Figura 34. Variação de massa dos isótopos de urânio após a queima do combustível no SSFR. 90
Figura 35. Variação de massa dos isótopos de plutônio após a queima do combustível no SSFR. 90
Figura 36. Radiotoxicidade total por ingestão para as diferentes fontes externas durante a queima do combustível no SSFR. 91
Figura 37. Radiotoxicidade total por inalação para as diferentes fontes externas no SSFR. 92
Figura 38. Sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogêneo. 95
Figura 39. Sistema SSFR modelado de maneira heterogêneo. Elementos combustíveis nos núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 96

Figura 40. Fluxo de nêutrons no núcleo interno nos diferentes sistemas para: a) potência zero; b) plena potência. 105
Figura 41. Fluxo de nêutrons no núcleo externo nos diferentes sistemas para: a) potência zero; b) plena potência. 106
Figura 42. Fluxo de nêutrons no núcleo produtor nos diferentes sistemas para: a) potência zero; b) plena potência. 107
Figura 43. Fator de multiplicação efetivo para diferentes combustíveis nos distintos sistemas analisados. 108
Figura 44. Fluxo de nêutrons após 1 ano de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 110
Figura 45. Fluxo de nêutrons após 3 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 112
Figura 46. Fluxo de nêutrons após 5 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 114
Figura 47. Fluxo de nêutrons sobre o núcleo interno no SSFR para combustível reprocessado por GANEX diluído em: a) tório; b) DU. 115
Figura 48. Fluxo de nêutrons sobre o núcleo externo no SSFR para combustível reprocessado por GANEX diluído em: a) tório; b) DU. 116
Figura 49. Fluxo de nêutrons sobre o núcleo produtor no SSFR para combustível reprocessado por GANEX diluído em: a) tório; b) DU. 117
Figura 50. Razão captura-fissão nos diferentes sistemas durante a queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 119
Figura 51. Energia média liberada por fissão durante a queima do combustível no SSFR. 120
Figura 52. Densidade de potência total no núcleo do SSFR durante a queima do combustível. 120
Figura 53. Queima em GWd/tHM em todo o núcleo do SSFR. 121
Figura 54. Queima em GWd/tHM no SSFR sobre as regiões do núcleo para: a) SHTh; b) SHU; c) HTh; d) HU. 123
Figura 55. Atividade no SSFR durante a queima do combustível. 124
Figura 56. Produção de U-233 no núcleo do SSFR após a queima de combustível... 125
Figura 57. Variação de massa dos actinídeos menores no SSFR após a queima de combustível sobre a) núcleo interno; b) núcleo externo. 126

Figura 58. Variação de massa dos actinídeos menores no SSFR após a queima de combustível. 127
Figura 59. Variação de massa dos actinídeos maiores no SSFR após a queima do combustível sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo; c) núcleo produtor. 129
Figura 60. Variação de massa dos actinídeos maiores no SSFR após a queima de combustível. 130
Figura 61. Radiotoxicidade por ingestão no SSFR durante a queima do combustível. 131
Figura 62. Radiotoxicidade por inalação no SSFR durante a queima do combustível. 132
Figura 63. SSFR semi-heterogêneo modelado com a camada refletora. 136
Figura 64. Fator de multiplicação efetivo durante a queima combustível do SSFR com e sem a camada refletora. 138
Figura 65. Fluxo de nêutrons após 1 ano de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 140
Figura 66. Fluxo de nêutrons após 3 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 141
Figura 67. Fluxo de nêutrons após 5 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 143
Figura 68. Razão captura-fissão nos diferentes sistemas durante a queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor. 145
Figura 69. Densidade de potência total no núcleo do SSFR durante a queima do combustível. 146
Figura 70. Queima em GWd/tHM em todo o núcleo do SSFR. 146
Figura 71. Atividade no SSFR durante a queima do combustível. 147
Figura 72. Radiotoxicidade por ingestão no SSFR durante a queima do combustível. 149
Figura 73. Radiotoxicidade por inalação no SSFR durante a queima do combustível. 149

LISTA DE TABELAS

Tabela 1. Principais parâmetros do SSFR heterogêneo. 45
Tabela 2. Principais parâmetros do SSFR semi-heterogêneo. 48
Tabela 3. Propriedades físicas e mecânicas do HT-9 [40, 41]. 50
Tabela 4. Propriedades físicas e mecânicas do LBE [42, 43]. 51
Tabela 5. Propriedades físicas e mecânicas do grafite [44, 45]. 52
Tabela 6. Composição combustível UO_2 gasto após queima de 33 GWd/t [46]. 54
Tabela 7. Fatores de recuperação técnica GANEX [49]. 56
Tabela 8. Isótopos recuperados reprocessamento GANEX [47, 48, 49] 56
Tabela 9. Produtos de fissão considerados nas simulações de queima do combustível no SSFR [30, 46, 50]. 63
Tabela 10. Composição do Combustível: GANEX diluído em ThO_2. 65
Tabela 11. Valores de k_{eff} para as diferentes fontes no SSFR. 67
Tabela 12. Parâmetros neutrônicos a plena potência no SSFR para as diferentes fontes externas. 67
Tabela 13. Diferença nos parâmetros neutrônicos após queima no SSFR. 73
Tabela 14. Variação de massa total dos actinídeos maiores após a queima do combustível no SSFR. 88
Tabela 15. Variação de massa dos produtos de fissão após a queima de combustível no SSFR. 93
Tabela 16. Variação de massa de elementos transurânicos após a queima de combustível no SSFR. 93
Tabela 17. Variação de massa de actinídeos após a queima de combustível no SSFR. 94
Tabela 18. Composição do combustível: GANEX diluído em ThO2. 97
Tabela 19. Composição do combustível: GANEX diluído em DU. 98
Tabela 20. Valores de k_{eff} no SSFR à potência zero. 99
Tabela 21. Valores de k_{eff} no SSFR à plena potência. 99
Tabela 22. Parâmetros neutrônicos para ‘cold zero power’ no SSFR. 102
Tabela 23. Parâmetros neutrônicos para ‘hot full power’ no SSFR. 103
Tabela 24. Coeficiente de temperatura de reatividade médio no SSFR. 104

Tabela 25. Produção de produtos de fissão após a queima do combustível no SSFR. 132
Tabela 26. Transmutação de transurânicos por reações de fissão após a queima no SSFR. 133
Tabela 27. Transmutação de actinídeos por reações de fissão após a queima no SSFR. 134
Tabela 28. Composição do combustível: GANEX diluído em ThO2..... 137
Tabela 29. Variação de massa de actinídeos maiores e menores após a queima do combustível. 148
Tabela 30. Produção de produtos de fissão após a queima do combustível no SSFR. 150
Tabela 31. Transmutação de transurânicos por reações de fissão após a queima no SSFR. 150
Tabela 32. Transmutação de actinídeos por reações de fissão após a queima no SSFR. 151

LISTA DE ACRÓNIMOS, ABREVIAÇÕES E SÍMBOLOS

°C – graus Celsius

ADS – *Accelerator-Driven System*

BOL – Begin of Life

BWR - *Boiling Water Reactor*

cm – centímetro

cP - centiPoise

dm^3 - decímetro cúbico

D – Deutério

DEN – Departamento de Engenharia Nuclear

DU – *Depleted Uranium*

EOL – End of Life

f – Fator de utilização térmica

FE – Fonte Evaporação

FF – Fonte Fusão

FFS – *Fusion-Fission System*

GANEX – *Group ActiNide. Extraction*

GW_t – Giga-Watt térmico

g/cm^3 - gramas por centímetro cúbico

HTh – Reator Heterogêneo com combustível diluído em Tório

HU – Reator Heterogêneo com combustível diluído em Urânio Empobrecido

IAEA – International Atomic Energy Agency

JAERI – Japan Atomic Energy Research Institute

K – Kelvin

k_{eff} – Fator de multiplicação efetivo

LBE – *Lead-Bismuth Eutectic*

LANL - Los Alamos National Laboratory

LWR - *Light Water Reactor*

m - metro

m^3 - metro cúbico

mmHg – milímetro de mercúrio

MeV – Mega Elétron-Volt

MWd/t – Mega-Waat.dia/tonelada

MWe – Mega-Watt elétrico

MWt – Mega-Watt térmico

NEA – Nuclear Energy Agency

OECD - Organisation for Economic Co-operation and Development

p – Probabilidade escape às ressonâncias

P_{NL} – Probabilidade de não-fuga

pcm – *per cent mille*

RBMK - *Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalnyy* (Reator Canalizado de Alta Potência)

SHTh – Reator Semi-Heterogêneo com combustível diluído em Tório

SHU – Reator Semi-Heterogêneo com combustível diluído em Urânio Empobrecido

SMR – *Small Modular Reactor*

SSFR - *Small Subcritical Fast Reactor*

T – Trítio

TRU - Transurânico

UFMG – Universidade Federal de Minas Gerais

wt% - percentagem em massa

W - Watt

α – Coeficiente de Temperatura de Reatividade

ρ - Reatividade

σ_f – seção de choque microscópica de fissão

σ_γ - seção de choque microscópica de captura radiativa

ν – número médio de nêutrons emitidos por fissão

Σ_a – seção de choque macroscópica de absorção

Σ_f – seção de choque macroscópica de fissão

Σ_{tr} – seção de choque macroscópica de transporte

λ_{tr} – livre caminho médio de transporte

β_{eff} – Fração de neutrons atrasados

η – Número médio de neutrons emitidos por fissão por nêutron absorvido

ε – Fator de fissão rápida

Ω – Fator de desvantagem térmica

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO 21
2. ESTADO DA ARTE 25
2.1. Sistemas ADS-Fissão 25
2.2. Sistemas de Fusão-Fissão 29
2.3. Proposta do Trabalho 34
3. METODOLOGIA 36
3.1. Códigos Computacionais Utilizados 36
3.1.1. NJOY 36
3.1.2. MCNP5 38
3.1.3. ORIGEN2.1 38
3.1.4. MONTEBURNS 39
3.2. Sistema Modelado 41
3.2.1. Geometria 41
3.2.2. Materiais Utilizados nas Análises 49
3.3. Combustível Nuclear 53
3.3.1. Técnica de Reprocessamento GANEX 54
3.4. Definição da Fonte de Espalhamento 56
3.5. Definição da Fonte de Fusão 57
3.6. Espectro da fonte externa de nêutrons no SSFR 59
3.7. Simulação 60
4. ANÁLISE DAS DIFERENTES FONTES EXTERNAS DE NÊUTRONS NO SISTEMA SEMI-HETEROGÊNEO 64
4.1. Combustível Nuclear Utilizado 64
4.2. Combustível Fresco (*BOL*) 65
4.3. Queima do Combustível 71
4.4. Conclusão 94
5. ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DA MODELAGEM E DO USO DE DIFERENTES COMBUSTÍVEIS NO SSFR 95
5.1. Combustíveis Nucleares Utilizados 96
5.2. Análise do SSFR à Potência Zero e à Plena Potência 98

5.3. Análise da Queima do Combustível 108
5.4. Conclusão 134
6. ANÁLISE DA TRANSMUTAÇÃO COM UMA CAMADA REFLETORA NO SISTEMA 135
6.1. Combustível Nuclear Utilizado 136
6.2. Resultados 137
6.3. Conclusão 151
7. CONCLUSÃO FINAL 152
REFERÊNCIAS 155
APÊNDICE 160
1. ARTIGOS PUBLICADOS EM REVISTA 160
2. TRABALHOS APRESENTADOS EM CONGRESSO 160

1. INTRODUÇÃO

A energia nuclear desempenha um papel significativo na matriz energética global, fornecendo uma fonte estável e de baixa emissão de carbono para atender às demandas crescentes de eletricidade em todo o mundo [1]. Estima-se que a energia nuclear é responsável por aproximadamente 18% de toda a energia elétrica gerada no mundo. Dentro do panorama dos reatores nucleares comerciais, os reatores nucleares refrigerados à água leve, tanto do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR) quanto do tipo *Boiling Water Reactor* (BWR), ocupam uma posição proeminente [2].

Esses reatores têm sido amplamente utilizados devido à sua eficiência, segurança e confiabilidade na geração de energia elétrica. A representatividade desses reatores na geração de energia nuclear é um reflexo não apenas de sua eficácia técnica, mas também de fatores como a disponibilidade de infraestrutura, regulação governamental, e políticas energéticas [1, 2]. Sendo assim, é de grande interesse tornar este tipo de geração de energia mais ambientalmente sustentável em relação aos recursos naturais e principalmente reaproveitar os rejeitos nucleares provenientes das usinas nucleares, que representam certo desafio de gerenciamento e estocagem nos dias de hoje [3, 4].

Os elementos transurânicos, presentes nos combustíveis queimados na maioria das plantas nucleares, representam um problema devido à sua meia-vida longa e alta radiotoxicidade [5]. Por outro lado, eles são fissionáveis dependendo da faixa de energia dos nêutrons incidentes. Os elementos transurânicos podem ser recuperados do combustível nuclear queimado usando técnicas de reprocessamento e sendo então reinseridos em certos sistemas, seja para geração de energia, seja para serem transmutados com objetivo principal de diminuição de sua radiotoxicidade e, portanto, de seu impacto ambiental [5]. Os *Accelerator-Driven Systems* – ADS acoplados com uma camada de fissão e os Sistemas Híbridos de Fusão-Fissão têm sido estudados como forma de atingir esse fim. Esses sistemas oferecem um conjunto de recursos que proporcionam maior segurança no controle de operação e desligamento do reator operando em modo subcrítico e, principalmente, diminuindo os resíduos de alta radiotoxicidade e longa vida [5].

Embora esses estudos sobre sistemas subcríticos estejam sendo amplamente desenvolvidos em todo o mundo, como será mostrado no Capítulo 2 dessa tese, as vantagens das características dos dois sistemas combinados para a finalidade de transmutação por reações de fissão de actinídeos e principalmente elementos transurânicos, ainda não foi analisada. Deste

modo, um Reator Rápido Subcrítico de Pequeno Porte (*Small Subcritical Fast Reactor - SSFR*) foi proposto, baseando-se na geometria de um reator ADS, com o auxílio do uso de uma fonte externa de nêutrons no sistema, uma fonte de fusão e uma fonte de evaporação, cujo principal objetivo é a transmutação de transurânicos.

Os objetivos do projeto do reator rápido subcrítico são, portanto: analisar o comportamento neutrônico no SSFR projetadopara diferentes fontes externas de nêutrons, uma fonte de evaporação e outra fonte de fusão, utilizando combustível reprocessado e diluído em tório, de modo a encontrar qual seria o tipo de fonte mais adequada para aumentar os parâmetros de transmutação de elementos transurânicos no reator rápido subcrítico modelado. Posteriormente, foi utilizado a fonte externa de nêutrons de fusão [6] no SSFR, onde foram analisados parâmetros neutrônicos considerando o mesmo tipo de combustível, tanto para o reator à potência zero, desligado, como também para a temperatura de trabalho à 1200 K. Em sequência, foi realizada uma simulação de queima de combustível comparando agora o sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogênea, onde as varetas combustível foram homogeneizados para uma única vareta representando o elemento combustível, com o sistema modelado de maneira heterogênea para comparar as flutuações do tipo de modelagem. Além disso, neste caso, foram comparados diferentes tipos de combustível: reprocessado por GANEX diluído em óxido de tório e diluído em urânio empobrecido (*depleted uranium* - DU).

Considerando estudos sobre sistema híbridos de fusão-fissão,de ADS-Fissão e reatores de pequeno porte (que oferecem vantagens significativas para a indústria nuclear, incluindo segurança aprimorada, flexibilidade, alto fator de capacidade e custos reduzidos), apresentados no Capítulo 2 desta tese, o projeto levou uma abordagem inovadora, utilizando um modelo de reator com características originais, através da utilização tanto de uma geometria e potência específicas, quanto utilizando um espectro de fonte externa de fusão específico proveniente de um trabalho único desenvolvido no DEN-UFMG, sendo este o diferencial e ponto chave desta tese [6].

O projeto salientou a importância do espectro da fonte externa considerada em um sistema inovador, com menores dimensões, com o objetivo de transmutação de transurânicos e actinídeos, principalmente os actinídeos maiores (Urânio e Plutônio) e os actinídeos menores (Amerício, Cúrio e Netúnio), além de analisar as diferenças nos parâmetros neutrônicos, e se são relevantes, do reator rápido subcrítico modelado com as mesmas dimensões mas de maneira semi-heterogênea e heterogênea. Além disso, foram analisados diferentes materiais combustíveis no sistema de modo a avaliar o combustível mais adequado com o propósito de

aumentar as taxas de transmutação. Após essas análises, foi avaliado a inserção de uma camada refletora no sistema para reduzir a fuga de nêutrons, analisando, também, diferentes materiais para esta camada refletora externa ao núcleo do reator com o propósito de aumentar os parâmetros de transmutação de actinídeos, especialmente transurânicos.

Este trabalho está dividido na seguinte ordem:

• No Capítulo 2 é apresentada uma revisão bibliográfica/estado da arte sobre os sistemas subcríticos já estudados e evidenciando o ineditismo deste trabalho, que compara um novo sistema projetado tanto com diferentes fontes externas, quanto o modo de projeto, tipo de combustível e espectro da fonte;

• No Capítulo 3 é apresentada a metodologia utilizada, o sistema projetado, a descrição das fontes utilizadas, os materiais usados nas análises, os modelos do sistema, as definições das fontes externas no sistema, os combustíveis nucleares usados, bem como os códigos utilizados para as simulações realizadas, de modo a se obter os devidos dados e resultados para as análises do sistema desenvolvido;

• No Capítulo 4 são descritos os resultados, pelas análises neutrônicas, do sistema proposto modelado de maneira semi-heterogênea utilizando duas fontes externas diferentes, bem como análises de transmutação após os resultados obtidos para cada fonte externa no sistema e conclusões sobre a melhor fonte externa a ser utilizada no sistema;

• No Capítulo 5 são descritos os resultados, a partir das análises neutrônicas, do sistema proposto modelado tanto de maneira semi-heterogênea quanto de maneira heterogênea, utilizando a específica fonte externa de nêutrons de fusão já estudada, bem como o uso de diferentes materiais combustíveis; análises de transmutação após os resultados obtidos para cada modo de modelagem e combustível nuclear no sistema e conclusões sobre o combustível nuclear mais indicado no sistema, bem como a comparação entre os modos de se projetar o sistema;

• No Capítulo 6, são descritos os resultados, a partir de análises neutrônicas da queima do combustível, dos parâmetros de transmutação no SSFR proposto com a fonte externa de nêutrons de fusão modelado com a inserção de uma camada refletora externa ao núcleo do sistema, em comparação com o sistema sem a camada refletora; materiais utilizados na camada refletora para comparação com o sistema sem a camada; conclusões sobre a modelagem mais

adequada a ser utilizada para aumentar os parâmetros de transmutação, bem como o material mais indicado a ser utilizada na camada refletora;

• No Capítulo 7 é apresentada a análise e a conclusão final sobre a presente tese.

2. ESTADO DA ARTE

De acordo com a Agência Internacional de Energia Atômica – *International Atomic Energy Agency (IAEA)* [7], uma alternativa importante para a demanda de energia através da área nuclear, são os chamados Pequenos Reatores Modulares Nucleares - *Small Modular Reactors (*SMRs). Os SMR's reduzem significativamente custos na construção, operação, fator de capacidade e, ao mesmo tempo, aumentam os critérios de segurança nuclear, garantindo uma maior aceitação pública para o comissionamento de uma instalação nuclear [7]. Ainda segundo a *IAEA* [8], os reatores de pequeno porte são definidos como aqueles com potência elétrica equivalente inferior a 300 MWe, enquanto reatores de médio porte são aqueles com potência elétrica equivalente entre 300 e 700 MWe. Os tipos de reatores são combinados em os comumente denominados "Reatores de Pequeno e Médio Porte" ou simplesmente SMRs, representando aqueles com uma potência elétrica inferior a 700 MWe. O termo SMR inclui as opções nucleares juntamente com o restante da infraestrutura de suporte da planta e equipamentos, como o gerador de vapor, turbinas e instalações de armazenamento de combustível, se necessário, e podem ser implantados como várias unidades no mesmo local para aumentar a potência total [8].

2.1. Sistemas ADS-Fissão

O conceito de Sistema Impulsionado por Acelerador (ADS, do inglês *Accelerator Driven System*), delineado por Rubbia et al. [9], representa uma inovação significativa no campo da energia nuclear [9]. O ADS-Fissão combina um reator subcrítico com um acelerador de partículas, oferecendo vantagens consideráveis sobre os reatores nucleares convencionais, como maior segurança, flexibilidade operacional e eficiência na geração de energia.

Em relação à geometria, o ADS-Fissão é composto por três componentes principais: o alvo, o reator subcrítico e o acelerador de partículas. O alvo, geralmente de chumbo ou chumbo-bismuto, é onde ocorre a colisão do feixe de partículas de alta energia, geralmente prótons, induzindo espalhamento em um alvo e gerando nêutrons de alta energia. Estes nêutrons são então utilizados para iniciar a fissão nuclear no combustível do reator. O reator subcrítico abriga o combustível nuclear e é projetado de forma que a taxa de produção de nêutrons seja menor do que a taxa de absorção, garantindo sua segurança intrínseca. Isso significa que o reator não

pode manter uma reação nuclear em cadeia por si só, dependendo do suprimento contínuo de nêutrons do acelerador para sustentar a fissão nuclear. O acelerador de partículas é responsável por gerar e acelerar o feixe de partículas em direção ao alvo. Ele fornece a energia necessária para que as partículas atinjam o alvo com a velocidade e energia adequadas para induzir o espalhamento. A separação física entre o reator e o acelerador permite um controle preciso do fluxo de nêutrons e proporciona maior flexibilidade operacional e segurança, segundo Rubbia et al. [9].

No que diz respeito aos refrigerantes, o ADS-Fissão pode empregar diferentes materiais, como chumbo fundido, sódio, gás hélio ou dióxido de carbono pressurizado, dependendo dos requisitos específicos do projeto. O chumbo fundido é frequentemente preferido devido às suas propriedades neutrônicas favoráveis, como multiplicador de nêutrons, alta densidade e estabilidade química, o que permite a remoção eficiente do calor gerado no reator [9]. Além disso, o ADS pode ser configurado para utilizar combustíveis reprocessados diluídos em tório. O tório é um elemento abundante na crosta terrestre e possui potencial como combustível nuclear devido à sua capacidade de ser convertido em urânio-233, um isótopo físsil. O ciclo de combustível de tório oferece várias vantagens, incluindo menor geração de resíduos de longa vida e menor risco de proliferação nuclear em comparação com o ciclo do combustível de urânio tradicional [9]. Em termos de potência de operação, o ADS-Fissão pode ser projetado para uma ampla gama de aplicações, desde sistemas de pesquisa de baixa potência até instalações de geração de energia de alta potência. A potência térmica prevista pode variar de algumas dezenas de megawatts até vários gigawatts, dependendo das necessidades específicas do projeto e das condições de operação [9].

Em suma, o conceito de ADS-Fissão oferece uma abordagem inovadora e promissora para a geração de energia nuclear, com uma geometria e configuração cuidadosamente projetadas para garantir segurança, eficiência e flexibilidade operacional. A escolha do refrigerante, a integração de combustíveis reprocessados diluídos em tório e a potência de operação são aspectos essenciais a serem considerados durante o desenvolvimento e implementação de sistemas ADS-Fissão [9]. A Figura 1 representa a esquematização do ADS-Fissão proposto por Rubbia et al. e Nifenecker et al. [9, 10].

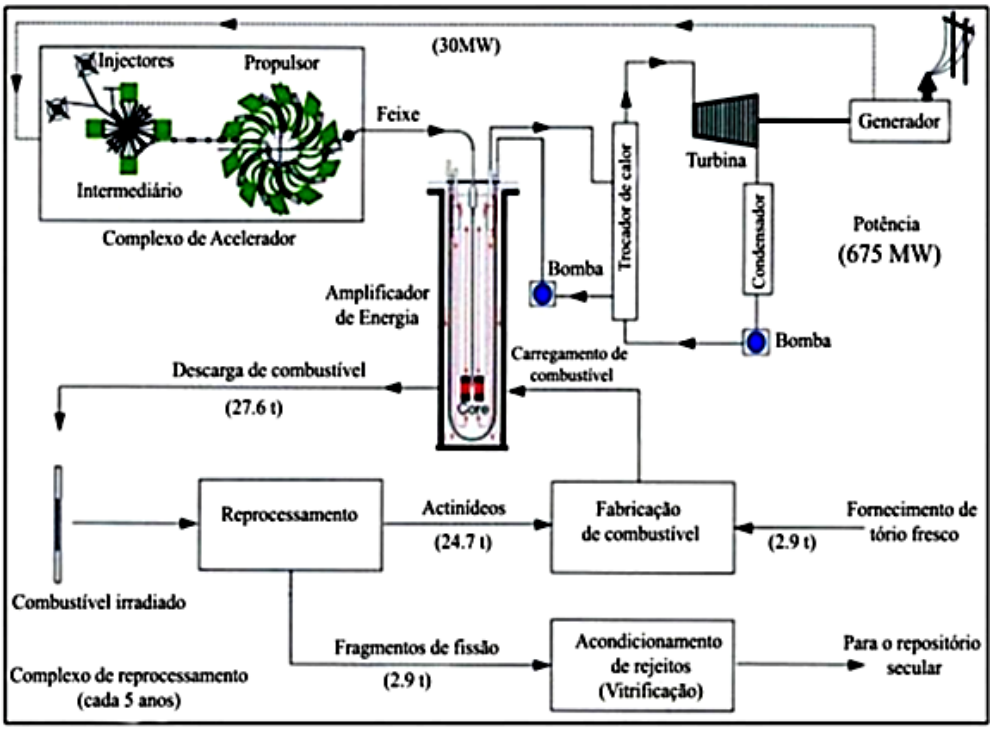


Figura 1 – Esquema ADS-Fissão proposto por Rubbia et al [10].

Em relação aos sistemas ADS-Fissão, Hussein [11] mostrou que o sistemas modulares subcríticos ADS-Fissão podem potencialmente melhorar a economia de nêutrons, através da otimização/diminuição da captura de nêutrons e minimização de perdas, bem como estratégias avançadas de moderação e controle. Essas melhorias na economia de nêutrons têm o potencial de tornar os sistemas ADS-Fissão projetados como pequenos reatores nucleares modulares (SMRs) mais eficientes e econômicos em comparação com os reatores nucleares convencionais. O artigo oferece uma revisão crítica dos SMRs emergentes. Ele examina as últimas tendências e avanços na tecnologia de SMRs, incluindo diferentes designs, métodos de construção, segurança, eficiência e aspectos econômicos, enfatizando a importância contínua da pesquisa e desenvolvimento para impulsionar a inovação e garantir a segurança e eficácia dos SMRs em escala comercial [11].

Em contrapartida, ainda segundo Hussein [11], os pequenos reatores modulares (SMRs) enfrentam desafios significativos relacionados à fuga de nêutrons, que impactam diretamente a gestão de resíduos nucleares e a eficiência do ciclo de combustível. Devido ao menor tamanho do núcleo dos SMRs, há uma maior proporção de nêutrons que escapam do núcleo do reator. Isso é mais pronunciado em reatores de espectro térmico, onde a fuga de nêutrons pode impactar na performance do ciclo de combustível, resultando em menor queima de combustível e maior

produção de resíduos nucleares, segundo Hussein [11] e Brown [12]. Segundo Brown [12], a fuga de nêutrons ativa os materiais estruturais ao redor do núcleo, como aço e concreto. Além disso, os SMRs podem gerar até nove vezes mais resíduos ativados por nêutrons comparados a reatores de maiores dimensões. Para mitigar a fuga de nêutrons, os projetos de SMRs frequentemente incluem refletores de nêutrons, que redirecionam os nêutrons de volta ao núcleo. Portanto, é crucial que os projetos de SMRs considerem a diminuição da fuga de nêutrons como parte fundamental do projeto, de modo garantir ainda mais que sua eficiência e sustentabilidade sejam viáveis a longo prazo [12].

O Instituto de Pesquisa de Energia Atômica do Japão (*JAERI*) conduziu pesquisas focadas no desenvolvimento de um acelerador linear de prótons supercondutor e nos danos causados pela radiação em materiais [13]. Os autores demonstraram como a seleção cuidadosa dos parâmetros de geometria e de materiais do projeto podem melhorar a eficiência da transmutação de resíduos nucleares e maximizar a produção de energia. No entanto, eles também reconhecem os desafios técnicos e econômicos associados à implementação de uma planta de ADS em escala comercial, incluindo a necessidade de desenvolver materiais robustos e sistemas de aceleração de partículas confiáveis [13].

Minh [14] investigou o uso de metal líquido de chumbo-bismuto - LBE (*Lead Bismuth Eutectic*), como alvo da fonte e como refrigerante para o sistema ADS, alcançando alto fluxo de nêutrons. O estudo analisou como a composição e as propriedades da liga LBE afetam os parâmetros neutrônicos, como a eficiência de multiplicação de nêutrons e a reatividade do reator. O trabalho contribuiu para o avanço do conhecimento no campo dos reatores subcríticos acionados por acelerador externo ADS-Fissão, fornecendo dados importantes para o design e operação dos sistema estudado, levando melhorias significativas no desempenho do reator. Essas descobertas são fundamentais para o avanço da tecnologia de ADS-Fissão e sua aplicação potencial na gestão de resíduos nucleares e produção de energia [14].

De acordo com De-Peng Guo et al. [15] e Zhivkov et al. [16], os sistemas ADS-Fissão tem sido universalmente considerados como um dos mais eficientes para a eliminação de resíduos nucleares altamente radiotóxicos. No entanto, o foco central nesses estudos foi investigar a influência de materiais do sistema no fluxo de nêutrons e na produção de energia nos reatores modulares subcríticos ADS-Fissão. De acordo com De-Peng Guo et al. [15], o trabalho focou em explorar diferentes materiais e geometrias de alvos sólidos para a fonte de espalhamento no sistemas ADS-Fissão, fornecendo uma compreensão aprofundada das características e desempenho dos alvos sólidos de espalhamento em sistemas ADS-Fissão.

Zhivkov et al. [16] investigaram os princípios de operação, configurações de design e potenciais aplicações de sistemas ADS-Fissão, analisando e destacando o papel dos aceleradores de partículas na geração de nêutrons para induzir reações nucleares em subcrítico e avaliam os benefícios desses sistemas para a gestão de resíduos nucleares e produção de energia, propondo soluções para maximizar sua eficácia e segurança.

Além disso, Nian-Biao Deng et al. [17] investigaram a cinética espaço-temporal do ADS-Fissão durante transientes de feixe de nêutrons para garantir a confiabilidade do controle e segurança do sistema subcrítico, enfatizaram a influência da fonte externa de nêutrons e da subcriticalidade nos parâmetros cinéticos, especialmente no tempo de geração de nêutrons. No entanto, o ADS-Fissão é mais significativo para aplicações de produção de material físsil do que de transmutação, ao contrário dos sistemas de fusão-fissão, de acordo com a Agência de Energia Nuclear - NEA [18].

2.2. Sistemas de Fusão-Fissão

A abordagem inovadora do Sistema Híbrido Fusão-Fissão com base no Tokamak visa efetivamente a geração de energia através da fusão nuclear, enquanto simultaneamente aborda a questão do gerenciamento dos rejeitos nucleares de alta radiotoxicidade. Para isso, é proposto o uso do espectro de nêutrons endurecido gerado nas reações de fusão entre deutério (D) e trítio (T) para induzir reações de fissão em actinídeos. Essencialmente, o sistema consiste em um reator de fusão nuclear acoplado a uma camada de fissão subcrítica, conforme representado na Figura 2. O plasma, composto por partículas carregadas de gás, confinado por campos magnéticos, constitui o dispositivo de fusão, onde a temperatura atinge níveis críticos para a ocorrência das reações de fusão entre deutério e trítio [19].

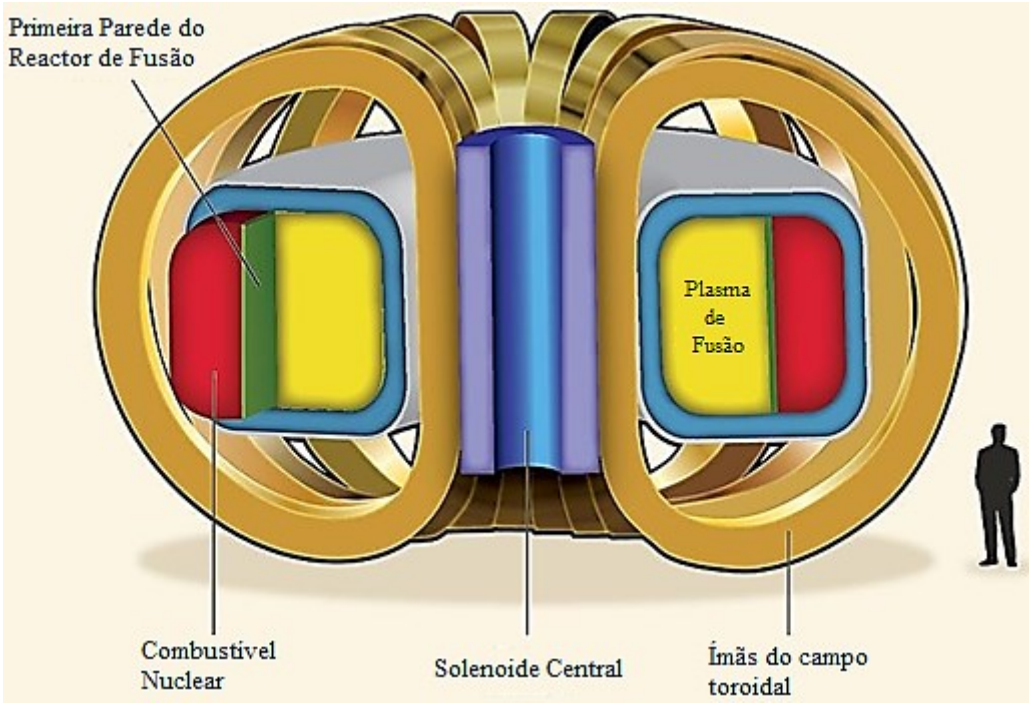


Figura 2 –Sistema Híbrido Fusão-Fissão. Adaptada de [20].

A reação de fusão entre deutério e trítio, a qual é mostrada abaixo, é capaz de produzir um fluxo de nêutrons na ordem de 10^{14} n.cm^{-2}.s^{-1} [19] com alta energia.

$$D + T \rightarrow \alpha\left(3{,}5\ MeV\right) + {}_{0}^{1}n\left(14{,}1\ MeV\right) \qquad (1)$$

onde α é o núcleo de um átomo de Hélio (${}_{2}^{4}He$).

Os nêutrons resultantes dessas reações interagem com os materiais das camadas exteriores, induzindo preferencialmente reações de fissão na camada transmutadora. Dessa forma, o controle das reações de fissão é indiretamente alcançado através do controle da reação de fusão, dispensando a necessidade de sistemas de controle de criticalidade. A camada de transmutação, que envolve o dispositivo de fusão, destina-se a lidar com os nuclídeos transurânicos produzidos por reatores nucleares convencionais, como os LWRs, os quais são ineficazes para transmutar elementos transurânicos devido ao espectro de nêutrons menos endurecido. A probabilidade de fissão por nêutron absorvido ($\sigma_f/(\sigma_f + \sigma_\gamma)$) para os transurânicos aumenta para nêutrons com alta energia, como mostrado na Figura 3 [19].

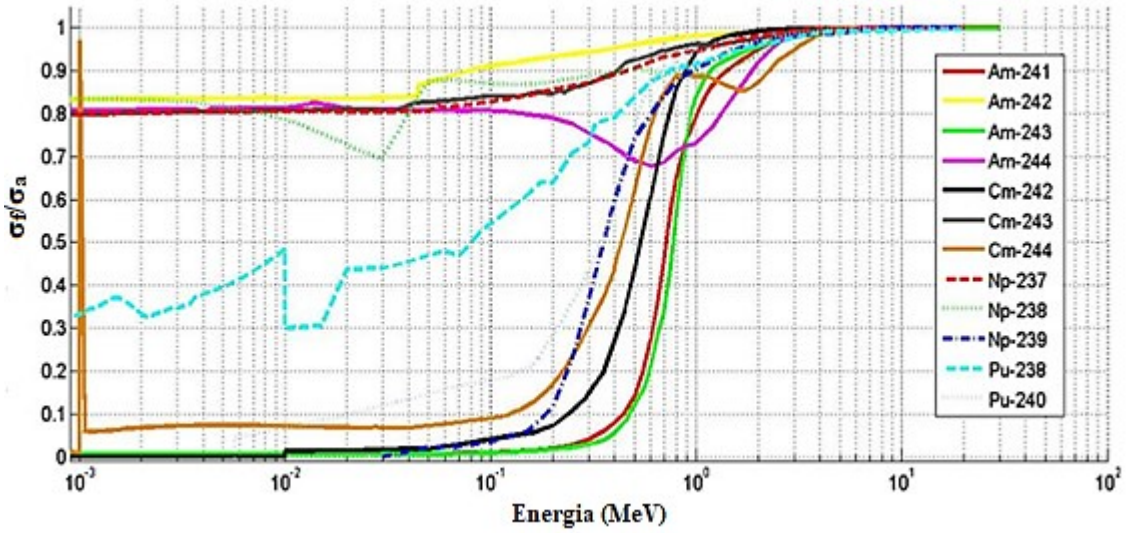


Figura 3 - Probabilidade de fissão por nêutron absorvido para transurânicos. Adaptada de [21].

Portanto, além da geração de energia, o Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak apresenta a vantagem de fornecer um espectro de nêutrons mais endurecido e um alto fluxo de nêutrons através das reações de fusão D-T. Isso implica no aumento significante da probabilidade de ocorrência de reações de fissão nos TRUs, contribuindo assim para a redução da radiotoxicidade dos resíduos nucleares [6, 19].

Em relação aos SMRs baseados em sistemas híbridos de fusão-fissão, Plukienė et al. [22] analisaram o desempenho de um sistema híbrido de fusão-fissão comparando cenários de transmutação de actinídeos usando combustível nuclear irradiado de reatores LWR da Suécia e RBMK da Lituânia (RBMK - Reator Canalizado de Alta Potência). Ao implementar o sistema híbrido de fusão-fissão para transmutação de combustível nuclear gasto, os autores concluem que é possível melhorar significativamente a gestão de resíduos nucleares e reduzir a quantidade de material radioativo de longa duração. Isso sugere que o sistema híbrido oferece uma abordagem promissora para lidar com os desafios associados à gestão de resíduos nucleares, ao mesmo tempo em que contribui para a produção de energia sustentável. Assim, a combinação de tecnologias de fusão e fissão pode ter implicações positivas tanto do ponto de vista ambiental quanto econômico [18, 22].

De acordo com Bedenko [23], o conceito de reator híbrido com fonte de plasma de nêutrons linear de deutério-trítio (D-T) permite a operação em modo subcrítico, melhorando significativamente os níveis de segurança nuclear – diminuição de uma grande incursão de potência de modo a tornar o reator supercrítico, propondo um novo conceito de reator que

combina a produção de energia de fusão nuclear com a transmutação de resíduos nucleares. Eles detalham a configuração do reator, os processos de fusão e fissão, bem como os efeitos termodinâmicos e neutrônicos do sistema proposto. No entanto, são necessárias mais pesquisas e desenvolvimentos tecnológicos para avaliar completamente a viabilidade e eficácia desse conceito em escala comercial [23].

Seong Hee Hong et al. [24] investigaram a viabilidade de reutilizar diretamente o combustível nuclear irradiado em um sistema híbrido de fusão-fissão, conduzindo análises sobre a transmutação efetiva de elementos transurânicos em combustíveis diluídos com urânio e zircônio, a potência de fusão necessária e a taxa de produção de trítio. Este estudo examina a viabilidade da transmutação de resíduos nucleares em um sistema híbrido de fusão-fissão sem a necessidade de alimentação do combustível, conduzindo uma análise neutrônica detalhada para avaliar a eficácia desse processo na gestão de resíduos nucleares de longa duração. Os resultados sugerem que a transmutação de resíduos nucleares em um sistema híbrido de fusão-fissão pode ser uma abordagem promissora para lidar com o problema do armazenamento de resíduos nucleares, oferecendo uma potencial solução para a gestão de resíduos nucleares de longa duração. No entanto, são necessárias mais pesquisas e desenvolvimentos tecnológicos para avaliar completamente a viabilidade e eficácia desse processo em escala comercial [24].

Sümer Şahin et al. [25] realizaram uma análise via método Monte Carlo para investigar a transmutação de combustível gasto de reatores de água pressurizada (PWR) em um sistema de reator híbrido de fusão-fissão. Eles examinam diversos parâmetros, incluindo o fluxo neutrônico, a eficácia de transmutação e a produção de energia do sistema híbrido. Além disso, avaliam os efeitos da transmutação de combustível gasto na redução do volume e toxicidade dos resíduos nucleares. Os resultados indicam que a transmutação de combustível gasto em um sistema híbrido de fusão-fissão pode ser uma estratégia eficaz para reduzir o volume e a toxicidade dos resíduos nucleares gerados por reatores de água pressurizada, onde a mistura de combustível irradiado proveniente de reatores à água leve com tório pode resultar em valores de queima mais elevados em comparação com reatores de água leve convencionais [25].

Em relação aos estudos de sistemas subcríticos, Lafuente e Piera [26] mostraram a sustentabilidade nuclear e o potencial de exploração de materiais nucleares pela queima alcançada em reatores nucleares subcríticos. Este estudo investiga a sustentabilidade da fissão nuclear em reatores subcríticos impulsionados por fontes externas de nêutrons. Os pesquisadores examinam os aspectos técnicos e econômicos dessa abordagem, incluindo a eficiência de produção de energia, a segurança do reator e a gestão de resíduos nucleares. Eles

também analisam os impactos ambientais e sociais associados à operação desses reatores. Os resultados destacaram a viabilidade técnica e econômica dos reatores subcríticos impulsionados por fontes externas de nêutrons para a produção de energia nuclear oferece benefícios significativos, incluindo maior segurança inerente de controle do reator, menor produção de resíduos nucleares e menor proliferação nuclear. No entanto, são necessários mais investimentos em pesquisa e desenvolvimento para comercializar essa tecnologia de forma eficaz [26].

Zafar e Kim [27] analisaram os efeitos de uma fonte externa de nêutrons em um reator subcrítico aproximando-se da fonte externa com uma fonte de fissão incorporada. Neste estudo, os pesquisadores propõem uma abordagem de fonte de fissão incorporada para analisar o efeito de fontes externas em reatores subcríticos. Eles desenvolvem modelos computacionais detalhados para simular o comportamento do reator sob a influência de fontes externas de nêutrons. Além disso, avaliam os efeitos dessas fontes externas na produção de energia, na segurança do reator e na gestão de resíduos nucleares, mostrando que a abordagem de fonte de fissão incorporada num sistema híbrido é uma ferramenta eficaz para compreender e otimizar o desempenho de reatores subcríticos impulsionados por fontes externas de nêutrons. Essa abordagem oferece um conhecimento valioso para o design e operação segura desses tipos de reatores [27].

Lei Ren et al. [28] estudaram a viabilidade técnica e econômica para a produção de Mo-99 em um sistema subcrítico impulsionado por uma fonte de fusão externa usando urânio pouco enriquecido. Os resultados mostraram que o sistema subcrítico impulsionado por fonte externa de nêutrons pode ser uma solução eficaz para a produção de Mo-99, oferecendo uma alternativa viável para a produção desse radiofármaco essencial. Essa abordagem apresenta benefícios significativos, incluindo maior segurança, menor produção de resíduos nucleares e menor custo de produção [28].

Ademais, Barros et al. [29] investigaram e compararam as capacidades de uma fonte de espalhamento e uma fonte de fusão em um sistema subcrítico que foi carregado com uma rede hexagonal formada por 120 barras de tório e 36 barras de combustível reprocessado principalmente para regeneração de tório. Eles investigaram os aspectos técnicos, econômicos e de segurança de cada abordagem, incluindo a eficiência de transmutação, a produção de energia e a gestão de resíduos nucleares. Além disso, analisaram os impactos ambientais e sociais associados à operação dessas fontes de nêutrons. Os resultados oferecem informações valiosas sobre as diferentes abordagens de transmutação de resíduos nucleares, destacando as

implicações de utilizar fontes de nêutrons de espalhamento e fusão para essa finalidade. Essa pesquisa é fundamental para informar sobre políticas e decisões relacionadas à gestão de resíduos nucleares e ao desenvolvimento de tecnologias de energia nuclear [29].

2.3. Proposta do Trabalho

Como mostrado nas seções 2.1 e 2.2, os estudos sobre sistemas modulares e subcríticos como ADS e Fusão-Fissão estão sendo amplamente desenvolvidos em todo o mundo. Entretanto, as vantagens desses dois sistemas combinados em um único sistema, considerando geometria, materiais, neutrônica, para a finalidade de transmutação de actinídeos não foi, ainda, estudada e analisada. O DEN-UFMG vem estudando reatores nucleares subcríticos para a transmutação de elementos transurânicos, como o Sistema Híbrido Fusão-Fissão (*Fusion-Fission System* - FFS) [6, 19, 30]. Trabalhos anteriores estudaram o FFS baseado no Tokamak, que usa deutério (D) e trítio (T) como combustível no dispositivo de fusão produzindo nêutrons de energia de 14.1 MeV como uma fonte externa de nêutrons para conduzir uma camada de fissão subcrítica com materiais físseis, férteis e/ou fissionáveis. Esses nêutrons aumentam a probabilidade de induzir a transmutação em transurânicos por reações de fissão devido à probabilidade de fissão por nêutron absorvido sendo maior para todos os actinídeos em um espectro de nêutrons endurecido, como mostrado na Figura 3 na seção 2.2 [6, 19, 30].

Além disso, estudos de materiais refrigerantes para FFS sugerem que a liga metálica de chumbo-bismuto (LBE) seria a melhor opção de material para potencializar a transmutação de elementos transurânicos e para produção de trítio no sistema [6, 19]. Ademais, uma camada de lítio, produtora de trítio, foi colocado antes da camada de transmutadora para fins de aumentar a produção de trítio [6, 19]. Entretanto, o sistema é bastante complexo e sua geometria é considerável em termos de volume.

Tomando como base esses estudos referenciados sobre sistemas subcríticos ADS e FFS, atrelados às características dos SMR's e, principalmente, os projetos desenvolvidos no DEN-UFMG, foi desenvolvido, relatado nesta tese, o projeto de um Pequeno Reator Rápido Subcrítico – *Small Subcritical Fast Reactor* (SSFR), com uma potência de 379 MWt, modelado com uma fonte externa de nêutrons no centro do reator, realizando uma análise neutrônica com o propósito de alcançar alta transmutação de actinídeos, principalmente os elementos transurânicos.

Primeiramente, foi analisado no sistema projetado o uso de diferentes fontes externas no sistema, uma fonte de fusão e uma fonte de evaporação, de modo a avaliar o impacto tanto da fonte externa quanto do tipo de fonte no SSFR. Após esta primeira análise, foram estudadas diferentes matrizes de combustível, uma com transurânicos diluídos em tório e outra com transurânicos diluídos em urânio empobrecido, no sistema projetado, tanto de maneira semi-heterogênea quanto de maneira heterogênea. O objetivo foi analisar tanto qual o tipo de combustível que aumenta a taxa de transmutação no sistema quanto examinar o impacto da modelagem do sistema através dos parâmetros neutrônicos analisados, devido às grandes diferenças no tempo computacional de cada modelagem nas simulações.

Por fim, tomando os resultados das análises citadas anteriormente, foi analisado a inserção de uma camada refletora no sistema, com o propósito de minimizar as fugas de nêutrons do núcleo do reator, obtendo uma maior economia de nêutrons. Foram analisados dois materiais para essa camada, no caso grafite e a liga de aço inoxidável HT-9 (descritos na seção 3.2.2), comparando-os entre si e com o sistema sem a camada refletora, numa simulação de queima de combustível. A análise apresentou os impactos neutrônicos da inserção dessa camada no SSFR utilizando diferentes materiais para a camada refletora, bem como comparando com o sistema sem essa camada, mostrando como essa inserção, e também o material, influenciou nos parâmetros de transmutação.

3. METODOLOGIA

Nesta seção, é apresentada detalhadamente a metodologia da modelagem do sistema proposto. Inicialmente, foram apresentados os códigos computacionais utilizados para realizar as modelagens e as simulações necessárias, com uma breve descrição de cada um e suas respectivas funções. Em seguida, foi descrita a geometria do sistema, incluindo todas as suas especificações e características estruturais, bem como foram abordados os materiais utilizados, com algumas de suas propriedades físicas e químicas e também relevantes ao contexto do estudo. Adicionalmente, foi discutido o combustível nuclear utilizado, especificando seu tipo e a origem de sua obtenção. Além disso, foram definidas as fontes externas de nêutrons consideradas no sistema, explicando sua importância e como foram incorporadas na simulação, bem como, por fim, os parâmetros analisados nas simulações e sua relevância para as análises do sistema proposto.

3.1. Códigos Computacionais Utilizados

Para a realização das devidas modelagens e simulações no sistema SSFR projetado, para as devidas análises neutrônicas realizadas ao longo desta tese, foram utilizados os códigos computacionais NJOY, MCNP5, ORIGEN2.1 e MONTEBURNS. A utilização conjunta desses códigos permite uma investigação abrangente e precisa do comportamento do sistema nuclear modelado, desde a produção inicial de seções de choque para as devidas temperaturas de trabalho do combustível, revestimento e material refrigerante, até a análise de queima do combustível e a previsão da composição final do combustível. Uma breve descrição dos códigos computacionais utilizados se encontra a seguir nesta seção.

3.1.1. NJOY

O NJOY (*Nuclear Data Processing System*) é um sistema de processamento de dados nucleares amplamente utilizado na comunidade nuclear. Ele foi desenvolvido para manipular e processar os dados nucleares em diferentes formatos e fornecer informações essenciais para

uma variedade de aplicações, como design de reatores, análise de sistemas nucleares, cálculos de transporte de partículas e análise de ciclos de combustível [31].

O NJOY toma como base dados nucleares, geralmente no formato ENDF (*Evaluated Nuclear Data File*), que contém informações sobre seções de choque, taxas de fissão, produção de energia, entre outros. Ele é capaz de processar esses dados de várias maneiras, incluindo interpolação, reconstrução, redistribuição e ajuste, para torná-los adequados para diferentes tipos de simulações e análises nucleares. Além disso, o NJOY é capaz de gerar seções de choque multi-grupo e outros dados necessários para os códigos de transporte de partículas e de simulação de reatores. Ele também é frequentemente usado para preparar bibliotecas de seções de choque para simulações de reatores nucleares, onde a precisão e a confiabilidade dos dados nucleares são essenciais para os resultados das simulações [31].

Para a geração das seções de choque à temperatura de trabalho dos isótopos que compõem os materiais do SSFR para as análises desta tese, que serão conduzidas pelo código MNCP5, foi utilizada a biblioteca nuclear *JEFF* (*Joint Evaluated Fission and Fusion File*) – versão 3.3. A JEFF é uma coleção de dados nucleares avaliados e padronizados, desenvolvida pela *OCED Nuclear Energy Agency (NEA)* e *IAEA*. A versão *JEFF-3.3*, mencionada no contexto da simulação, é uma das versões mais recentes da biblioteca *JEFF*. Ela contém dados nucleares fundamentais, como seções de choque de reações nucleares, para uma ampla variedade de nuclídeos relevantes para aplicações nucleares, como fissão nuclear, transmutação de elementos e produção de radionuclídeos [32].

As seções de choque nucleares fornecidas na biblioteca *JEFF-3.3* são geradas para uma variedade de temperaturas, visto que as propriedades nucleares podem variar significativamente com a temperatura do material. Portanto, ao utilizar o NJOY para processar dados nucleares baseados na biblioteca *JEFF-3.3*, é importante considerar a temperatura de trabalho específica de cada material no sistema nuclear modelado, o qual foi realizado. Isso garante que as seções de choque e outras propriedades nucleares sejam ajustadas corretamente para refletir as condições reais de operação do sistema. Esses dados processados são então usados como entrada para os códigos de transporte de partículas, como o MCNP5, para simulações mais precisas e confiáveis do comportamento do sistema nuclear em diferentes condições de operação [31].

3.1.2. MCNP5

O MCNP5 (*Monte Carlo N-Particle - Version 5*) é um código de transporte de partículas baseado no método de Monte Carlo, amplamente utilizado para simulações em física de radiação, proteção radiológica, reatores nucleares, segurança nuclear e outras aplicações relacionadas à interação de partículas com a matéria. Ele é desenvolvido e mantido pelo *Los Alamos National Laboratory* (*LANL*) nos Estados Unidos [33]. O MCNP5 simula o transporte de nêutrons, fótons, elétrons e outras partículas subatômicas em uma ampla variedade de geometrias e materiais, usando método estocástico. Ele pode ser aplicado em uma série de cenários, desde a análise de blindagens de radiação até o design de reatores nucleares e a avaliação de fontes radioativas [33].

O código utiliza dados nucleares e de seções de choque, que podem ser obtidos a partir de bibliotecas padrão ou processadas pelo NJOY, para calcular interações de partículas com a matéria, incluindo absorção, espalhamento elástico e inelástico, reações nucleares, entre outros processos. O MCNP5 é altamente flexível e permite a modelagem detalhada de sistemas complexos, como o caso do SSFR modelado nesta análise, incluindo geometrias tridimensionais, materiais heterogêneos e fontes externas de partículas, como os nêutrons, por exemplo. Ele oferece uma ampla gama de recursos e opções de análise, tornando-se uma ferramenta versátil para a comunidade nuclear em uma variedade de aplicações [33].

O MCNP5 foi selecionado para as análises devido à sua capacidade de considerar de forma precisa os nêutrons provenientes de uma fonte externa modelada (que é o diferencial desta tese). Essa característica permite uma simulação mais completa e realista do comportamento do fluxo de nêutrons em diferentes ambientes e materiais, contribuindo para uma avaliação precisa dos resultados obtidos [33].

3.1.3. ORIGEN2.1

O ORIGEN2.1 é um código computacional desenvolvido para calcular a composição e a evolução temporal de inventários radioativos em materiais nucleares, especialmente em combustíveis irradiados e resíduos nucleares. Ele é amplamente utilizado na indústria nuclear para prever a geração de resíduos radioativos, avaliar a radioatividade de materiais irradiados e

planejar o gerenciamento de resíduos nucleares [34]. O código aceita como entrada informações sobre o histórico de irradiação do material, como o fluxo de nêutrons, o tempo de irradiação e as condições de operação do reator. Com base nesses dados, o ORIGEN2.1 calcula a evolução temporal da composição radioativa do material, levando em consideração a produção e o decaimento de nuclídeos ao longo do tempo [34].

O ORIGEN2.1 é capaz de lidar com uma ampla variedade de materiais nucleares, incluindo combustíveis de reatores nucleares comerciais, combustíveis de reatores de pesquisa, reatores rápidos, materiais de alvo de produção de radioisótopos e resíduos nucleares de usinas de reprocessamento. Ele fornece informações essenciais para o gerenciamento seguro e eficaz de materiais radioativos, auxiliando na tomada de decisões relacionadas ao descarte de resíduos, armazenamento de longo prazo e descomissionamento de instalações nucleares [34].

3.1.4. MONTEBURNS

O MONTEBURNS é um código de simulação Monte Carlo desenvolvido para análise de sistemas nucleares, especialmente voltado para simulações de reatores de fissão nuclear e estudos de ciclo de combustível. Ele é projetado para calcular a evolução temporal e a distribuição espacial de nuclídeos em um sistema nuclear durante operações de reatores e processos de combustão de combustível nuclear. Este código é usado para modelar uma variedade de sistemas nucleares, incluindo reatores de fissão, reatores de fusão, aceleradores de partículas e sistemas de armazenamento de resíduos nucleares. Ele emprega o método de Monte Carlo para simular o transporte estocástico de partículas (como nêutrons e fótons) no material do reator, levando em consideração as interações com o meio e as reações nucleares que ocorrem [35].

O MONTEBURNS pode ser usado para realizar várias análises, como o cálculo da distribuição de potência, a produção de radioisótopos em reatores, a estimativa de inventários de resíduos nucleares e o planejamento de operações de reator, como recarga de combustível e remoção de resíduos. Ele fornece uma ferramenta poderosa para avaliar o desempenho e a segurança dos sistemas nucleares e auxiliar no desenvolvimento de tecnologias nucleares avançadas [35].

O MONTEBURNS faz a integração entre o MCNP5 e o ORIGEN2.1, o que é crucial para prever a evolução temporal e a composição isotópica do combustível nuclear ao longo do tempo. A Figura 4 mostra essa esquematização do funcionamento do MONTEBURNS [36]. O processo começa com a definição e preparação do modelo de simulação no MCNP5. Isso inclui a descrição detalhada da geometria do reator, dos materiais nucleares, das fontes de radiação e das condições de operação. Com o modelo preparado, o MCNP5 é executado para simular o transporte de partículas nucleares no sistema. O MCNP5 calcula a distribuição espacial e energética das partículas (como nêutrons e fótons) ao longo do tempo e em resposta a eventos de fissão nuclear e interações com o material [35].

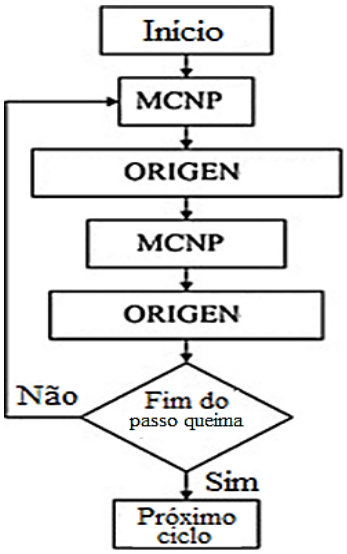


Figura 4. Esquematização da integração entre os códigos MCNP5 e ORIGEN2.1 pelo MONTEBURNS. Adaptada de [36].

Durante a simulação no MCNP5, o MONTEBURNS monitora e registra informações relevantes, como o fluxo de nêutrons e a taxa de fissão em diferentes regiões do reator. Esses dados são essenciais para calcular a taxa de produção de produtos de fissão e ativação em cada material nuclear presente no modelo. Com os dados de fluxo e taxa de fissão obtidos, o MONTEBURNS transfere essas informações para o ORIGEN2.1. Isso é feito para alimentar o ORIGEN2.1 com dados precisos sobre as condições de irradiação no reator, permitindo que ele calcule a evolução temporal dos inventários isotópicos nos materiais do reator [35].

Com os dados de entrada fornecidos pelo MONTEBURNS, o ORIGEN2.1 é então executado para simular o decaimento radioativo e a transmutação de elementos nos materiais

nucleares ao longo do tempo. Isso inclui a previsão da geração e decaimento de produtos de fissão e ativação, bem como a evolução da composição isotópica do combustível nuclear. Após a simulação no ORIGEN2.1, os resultados são transferidos de volta para o MONTEBURNS. Isso inclui informações detalhadas sobre a evolução temporal dos inventários isotópicos e a composição do combustível nuclear. Esses resultados podem então ser analisados e utilizados para avaliar o desempenho do reator, otimizar o projeto do combustível e tomar decisões operacionais [35].

3.2. Sistema Modelado

Nesta seção, é apresentado como foi projetado o Pequeno Reator Rápido Subcrítico (SSFR), mostrando como foi modelado e definido sua geometria, bem como os materiais utilizados no sistema e nas devidas análises.

3.2.1. Geometria

O SSFR modelado é composto por um tanque de aço inoxidável HT-9 (o qual apresentado posteriormente neste capítulo) no formato cilíndrico, com uma fonte externa de nêutrons no centro do sistema. O SSFR proposto neste trabalho foi baseado em estudos anteriores considerando a geometria ADS de Rubbia [9], redesenhada como um pequeno reator subcrítico de dimensões modulares. As dimensões do ADS utilizadas em [9] serviram como parâmetro para o redimensionamento do SSFR projetado. O núcleo do ADS possui três regiões denominadas, do sentido do centro do reator para a região mais externa, o núcleo interno (*inner core*), o núcleo externo (*outer core*) e o núcleo produtor (*breeder core*) [9]. Neste caso, os núcleos interno e externo são preenchidos com material combustível, provenientes de combustível queimado, destinados à transmutação de actinídeos por reações de fissão nuclear, com o objetivo de diminuição dos níveis de radiotoxicidade. Já o núcleo produtor tem por objetivo a produção de material físsil através da irradiação de nêutrons em um material fértil que compõe esta região do núcleo. As dimensões dos elementos combustível para as regiões do núcleo interno e externo de [9] estão apresentadas na Figura 5.

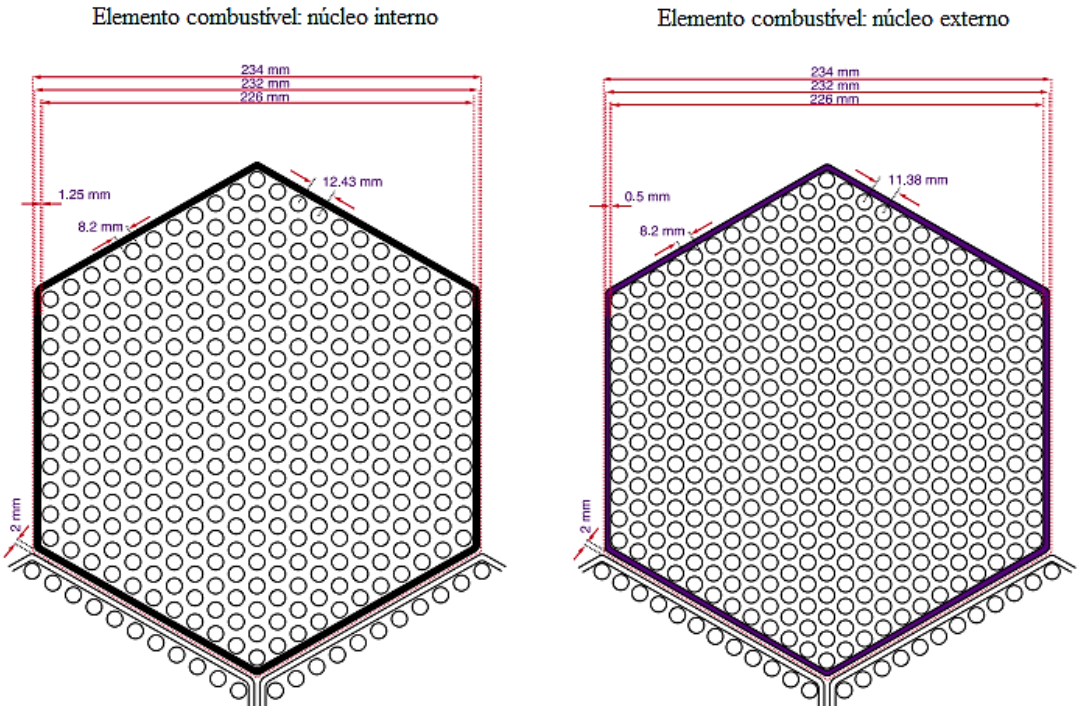


Figura 5 – Dimensão elemento combustível por Rubbia et al. [9].

De maneira a se calcular as dimensões do SSFR proposto para que se satisfizessem as condições das dimensões modulares [11] e para que o sistema operasse na subcriticalidade, de modo a se obter uma potência específica igual 379 MW_t, considerou-se uma reformulação dos *Bucklings* Geométrico (B_g) Material (B_m) do reator ADS-Fissão do Rubbia [9] para menores dimensões, mantendo a razão entre os volumes do material combustível e refrigerante, encontrando as dimensões proporcionais entre os *Bucklings* para o SSFR projetado.

Em Física de Reatores, a criticidade é alcançada quando a taxa de produção de nêutrons é igual à taxa de perdas de nêutrons, incluindo tanto a absorção quanto a fuga de nêutrons das dimensões definidas do núcleo do reator [37]. O *Buckling* geométrico (B_g) é uma medida da curvatura do fluxo de nêutrons no sistema, enquanto que o *Buckling* do material (B_m) é uma medida da produção menos a absorção de nêutrons no sistema. Para o SSFR, foi considerado as definições de *Buckling* geométrico para um núcleo cilíndrico e para o material, considerou-se as seções de choque para a faixa rápida do material do combustível reprocessado [37], como será apresentado posteriormente na tese. Os *Bucklings* são definidos como [37]:

$$B^2{}_g = \left(\frac{\pi}{H+2\delta}\right)^2 + \left(\frac{2.405}{R+2\delta}\right)^2 \qquad (2)$$

$$B^2{}_m = \frac{\nu\Sigma_f - \Sigma_a}{D} \qquad (3)$$

onde H é a altura do cilindro, R é o raio do cilindro, v é número médio de nêutrons emitidos por fissão, Σ_a é a seção de choque macroscópica de absorção, Σ_f é a seção de choque macroscópica de fissão [37]. Os parâmetros D e δ são, respectivamente, os coeficiente de difusão e o comprimento extrapolado, definidos como [37]:

$$D = \frac{1}{3\Sigma\mathrm{tr}} = \frac{\lambda_{tr}}{3} = L^2.\Sigma\mathrm{a} \qquad (4)$$

$$\delta = 0.7104\lambda_{tr} \qquad (5)$$

onde L é o comprimento de difusão, Σtr é a seção de choque macroscópica de transporte e λ_{tr} é o livre caminho médio de transporte de meio [37].

Para o cálculo do *Buckling* no SSFR para dimensioná-lo nas proporções desejadas, foi considerado o *Buckling* geométrico (B_g) do sistema sendo maior do que o *Buckling* do material (B_m), de modo a se obter uma condição de subcriticalidade, ou seja, $B_g^2 > B_m^2$, fixando o valor do fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) máximo no sistema sendo de ~0,98, de maneira a garantir essa condição [9]. Portanto, o SSFR projetado, modelado de maneira heterogênea (cada vareta combustível modelada em cada elemento combustível; refrigerante, revestimento e combustível nuclear separados fisicamente) é mostrado na Figura 6, bem como os parâmetros do SSFR como potência, número de elementos combustível por região, dimensões, volumes e materiais são apresentadas na Tabela 1 em sequência. O núcleo do reator é preenchido com uma rede hexagonal modelada de maneira heterogênea dividida em um núcleo interno e externo, que são preenchidos com combustível reprocessado e um núcleo produtor preenchido com óxido de tório. O SSFR foi projetado consiste em 120 conjuntos de elementos combustível. Cada elemento contém cerca de 331 a 397 varetas de combustível.

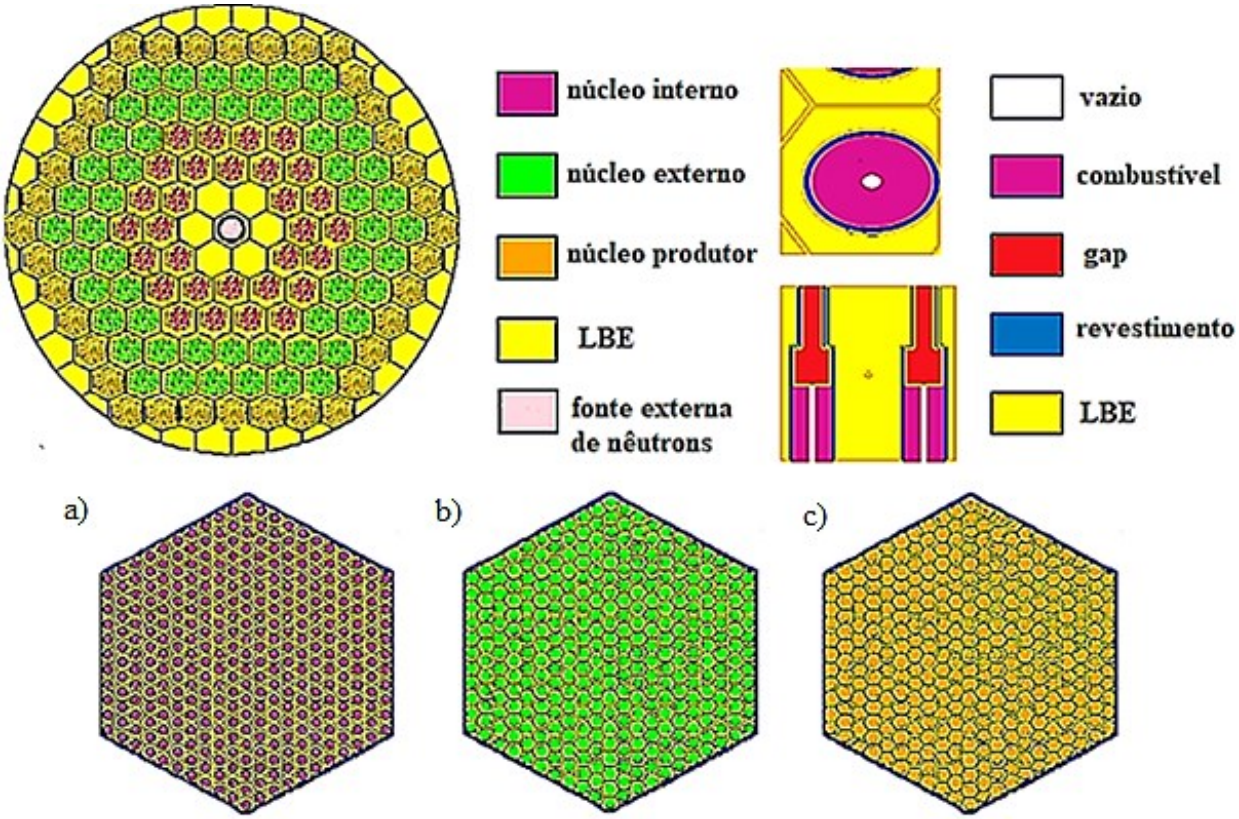


Figura 6. Configuração do SSFR modelado de maneira heterogênea. Elementos combustíveis nos núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

Tabela 1. Principais parâmetros do SSFR heterogêneo.

Geometria e Potência		
Potência (MWt)		379
Altura ativa (cm)		102,5
Altura (cm)		235
Raio Núcleo (cm)		150
Raio da Fonte Externa (cm)		7,5
Espessura Revestimento (cm)		0,18
Raio Vareta Combustível Núcleo Interno (cm)		0,31
Raio Vareta Combustível Núcleo Externo (cm)		0,31
Raio Vareta Combustível Núcleo Produtor (cm)		0,31
Raio Equivalente Elemento Combustível (cm)		11,6
Nº de Varetas Combustível no Núcleo Interno		331
Nº de Varetas Combustível no Núcleo Externo		397
Nº de Varetas Combustível no Núcleo Produtor		397
Nº de Elementos Combustível no Núcleo Interno		30
Nº de Elementos Combustível no Núcleo Externo		54
Nº de Elementos Combustível no Núcleo Produtor		36
Volume da Fonte Externa (dm^3)		41,53
Volume Total do Núcleo (m^3)		16,61
Materiais		**Temperatura (K)**
Refrigerante	LBE	613
Gás Interno Vareta Combustível	He	1200
Revestimento	HT-9	900
Combustível	Reprocessado	1200

Reatores nucleares heterogêneos podem apresentar uma variedade de materiais e geometrias em seu núcleo, o que pode complicar a modelagem e análise. Logo, modelar um reator nuclear de forma heterogênea pode ser computacionalmente intensivo e exigir uma quantidade significativa de recursos computacionais. Ao se tentar homogeneizar o reator, mesmo que de maneira mais simplificada, pode-se reduzir o tempo de cálculo necessário para a simulação. Homogeneizar o reator simplifica a geometria e os materiais envolvidos,

facilitando a análise e interpretação dos resultados. Em simulações Monte Carlo, que foram realizadas nesta tese e discutidas posteriormente, a homogeneização pode ajudar a melhorar a convergência do método, tornando mais rápida a obtenção de resultados calculados. No entanto, é importante ressaltar que a homogeneização de um reator nuclear pode introduzir simplificações que podem afetar a precisão e a representatividade do modelo em relação ao sistema real. Portanto, essa prática deve ser cuidadosamente considerada e justificada com base nos objetivos da simulação e na precisão desejada dos resultados [38, 39]. Com isso, posteriormente nesta tese, serão apresentadas as possíveis diferenças dos tipos de modelagem do sistema SSFR.

Portanto, de modo a tornar as simulações mais simplificadas e, consequentemente, mais rápidas para uma análise qualitativa, o sistema foi modelado de maneira semi-heterogênea, ou seja, o combustível, o revestimento e o refrigerante ainda estão separados fisicamente. No caso, as varetas de combustível dentro do conjunto foram homogeneizadas em um única vareta combustível, contendo o somatório do vazio central do projeto original e o somatório do combustível nuclear no centro do núcleo, e uma quantidade equivalente de revestimento e materiais refrigerantes em um forma semi-heterogênea, mantendo a relação de volume de refrigerante para combustível, conforme mostrado na Figura 7.

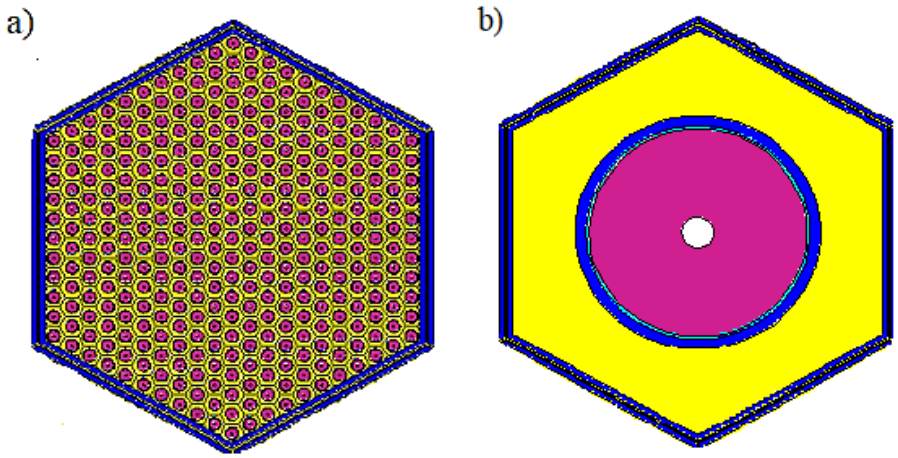


Figura 7. Diferença entre as redes de combustível projetadas para o SSFR: a) Heterogênea; b) Semi-Heterogênea.

Com base nas mudanças de configuração do sistema SSFR modelado de maneira heterogênea para semi-heterogênea, a Figuras 8 e a Tabela 2 representam, respectivamente, a

visão geral do sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogênea e suas características geométricas, materiais, potência, etc. Nota-se que as únicas diferenças seriam o raio da vareta combustível e, logo, a quantidade de varetas no SSFR, por conta dessa homogeneização.

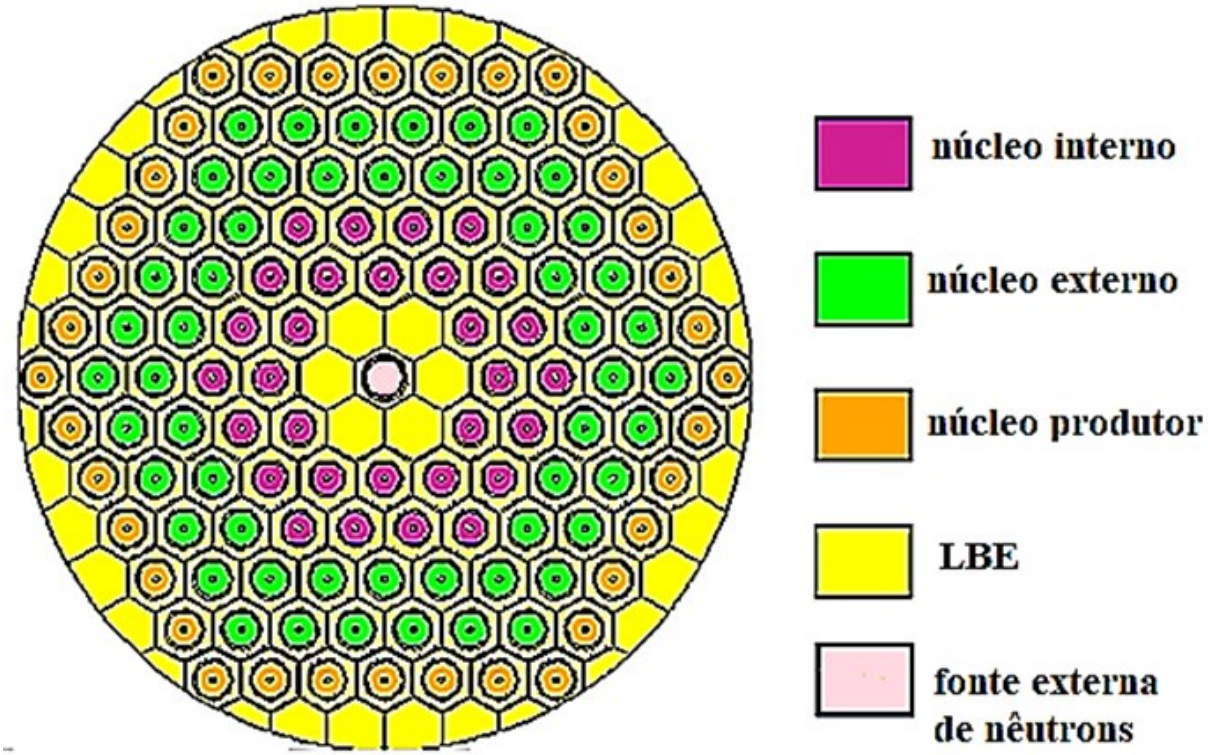


Figura 8. Visão geral do sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogêneo.

Tabela 2. Principais parâmetros do SSFR semi-heterogêneo.

Geometria e Potência		
Potência (MWt)		379
Altura ativa (cm)		102,5
Altura (cm)		235
Raio Núcleo (cm)		150
Raio da Fonte Externa (cm)		7,5
Espessura Revestimento (cm)		0,18
Raio Vareta Combustível Núcleo Interno (cm)		6,64
Raio Vareta Combustível Núcleo Externo (cm)		7,27
Raio Vareta Combustível Núcleo Produtor (cm)		7,27
Raio Equivalente Elemento Combustível (cm)		11,6
Nº de Elementos Combustível no Núcleo Interno		30
Nº de Elementos Combustível no Núcleo Externo		54
Nº de Elementos Combustível no Núcleo Produtor		36
Volume da Fonte Externa (dm^3)		41,53
Volume Total do Núcleo (m^3)		16,61
Materiais		**Temperatura (K)**
Refrigerante	LBE	613
Gás Interno Vareta Combustível	He	1200
Revestimento	HT-9	900
Combustível	Reprocessado	1200

Em relação às análises do SSFR proposto com a inserção de uma camada refletora externa ao núcleo do sistema, como mostrado no Capítulo 6 desta tese, foi utilizado o sistema modelado de maneira semi-heterogênea, mantendo os parâmetros de geometria, somente inserindo uma camada refletora na parte externa do reator, circundando o núcleo do SSFR. A camada refletora proposta e inserida possui 2 cm de espessura, como representado na Figura 9. As seções de choque para os materiais da camada refletora foram geradas para a temperatura de trabalho de 613 K.

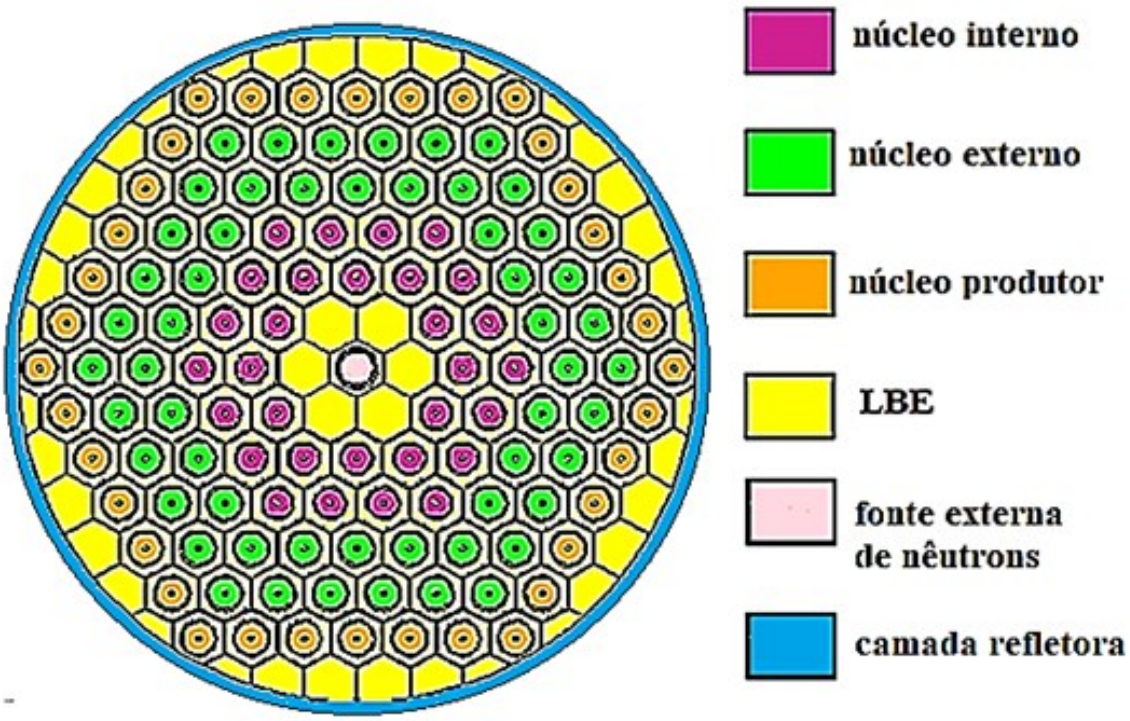


Figura 9. Sistema semi-heterogêneo modelado com a camada refletora externa ao núcleo do SSFR.

3.2.2. Materiais Utilizados nas Análises

Nesta seção, são apresentados os materiais comuns em todas as análises que foram desenvolvidas ao longo desta tese, exceto o grafite, que foi utilizado somente na análise da camada refletora no SSFR, como é apresentado na Seção 6 desta tese. Em todas elas, os materiais de refrigeração e de revestimento do reator não foram alterados.

i. HT-9

O aço inoxidável HT-9 é uma liga metálica desenvolvida para aplicações em reatores nucleares rápidos devido às suas propriedades mecânicas e resistência à corrosão em ambientes de alta temperatura e alta radiação. Esta liga é composta principalmente de ferro (Fe), cromo (Cr), molibdênio (Mo), níquel (Ni), manganês (Mn) e titânio (Ti), entre outros elementos em quantidades menores. O aço inoxidável HT-9 possui uma composição química de 14% de

cromo, 8% de molibdênio, 2% de níquel, 1% de manganês e 0,5% de titânio. Outros elementos de liga podem estar presentes em quantidades menores para ajustar as propriedades da liga [40, 41].

Sobre o comportamento sob irradiação de nêutrons, o HT-9 é usado como material de revestimento em reatores nucleares rápidos devido à resistência à corrosão, estabilidade estrutural e capacidade de suportar altos níveis de radiação. As propriedades mecânicas e físicas do HT-9 estão apresentadas na tabela abaixo [40, 41]. Embora o HT-9 não seja projetado especificamente para atuar como um refletor de nêutrons, ele pode influenciar a reflexão de nêutrons no reator devido à sua capacidade de absorver ou espalhar nêutrons que interagem com ele. Como o HT-9 é uma liga à base de ferro, ele pode ter um pequeno efeito de reflexão de nêutrons devido ao espalhamento dos nêutrons que interagem com sua estrutura cristalina. No entanto, seu principal papel em um reator nuclear é fornecer suporte estrutural e resistência mecânica, em vez de atuar como um refletor de nêutrons [40, 41]. A Tabela mostra algumas propriedades do HT-9.

Tabela 3. Propriedades físicas e mecânicas do HT-9 [40, 41].

Resistência à Tração	600-900 MPa
Densidade	7,8 g/cm³
Ponto de Fusão	1.400 °C
Ponto de Ebulição	2.500 °C

ii. LBE

A liga Eutética Chumbo-Bismuto (LBE) é uma liga metálica utilizada em diversos contextos nucleares devido às suas propriedades únicas, como alta densidade, baixa pressão de vapor e boa capacidade de transferência de calor. Esta liga é composta por chumbo (Pb) e bismuto (Bi), com proporções específicas que resultam na formação de uma mistura eutética, caracterizada por um ponto de fusão bem definido e propriedades termofísicas favoráveis. A composição do LBE é de 44,5 wt% de chumbo e 55,5 wt% de bismuto (porcentagem em massa), embora pequenas variações possam ocorrer dependendo das especificações do processo de fabricação [42, 43].

A liga LBE possui uma densidade significativamente maior do que a água, como mostrado na Tabela 4 a seguir. A temperatura de fusão da LBE é aproximadamente 123,5 °C, o que a torna adequada para operação em uma ampla faixa de temperaturas em reatores nucleares. A baixa pressão de vapor da LBE é uma característica importante para a segurança dos sistemas de resfriamento em reatores nucleares, com valores em torno de 0,02 mmHg a 400 °C (próxima à temperatura de trabalho do material refrigerante do sistema SSFR), reduzindo o risco de vazamentos e evitando a formação de bolhas. A viscosidade da liga LBE varia com a temperatura e pode influenciar significativamente a transferência de calor em sistemas de reatores nucleares. Em temperaturas operacionais típicas, a viscosidade da LBE é relativamente baixa, com valores em torno de 1,2 cP a 400 °C, facilitando o fluxo através de componentes do sistema. A LBE é conhecida por sua boa resistência à corrosão em contato com materiais estruturais comuns em reatores nucleares, como aços inoxidáveis e ligas de níquel. No entanto, a compatibilidade com materiais de revestimento é uma consideração importante devido à possível formação de ligas intermetálicas e corrosão por processo de fusão e penetração no material de revestimento [42, 43].

A liga LBE possui baixa seção de choque de absorção de nêutrons,o que a torna adequada para aplicações em reatores nucleares. No entanto, a irradiação de nêutrons pode induzir danos aos materiais estruturais em contato com a LBE, requerendo considerações especiais de projeto para garantir a integridade do sistema ao longo da vida útil do reator [42, 43]. A LBE é frequentemente utilizada como refrigerante em reatores nucleares devido à sua capacidade de transferência de calor eficiente e sua compatibilidade com materiais estruturais. Além disso, a LBE tem sido explorada em conceitos de reatores avançados, como reatores de geração IV e sistemas de propulsão nuclear [42, 43]. A Tabela 4 apresenta algumas propriedades do refrigerante LBE.

Tabela 4. Propriedades físicas e mecânicas do LBE [42, 43].

Pressão de Vapor	0,02 mmHg a 400 °C
Densidade	10,27 g/cm³
Ponto de Fusão	123,5 °C
Ponto de Ebulição	1.670 °C
Viscosidade	1,2 cP a 400 °C

iii. Grafite

O grafite é uma forma alotrópica do carbono, composto por átomos de carbono organizados em uma estrutura cristalina laminar. Possui uma série de propriedades únicas que o tornam um material valioso em uma variedade de aplicações, incluindo sua utilização em reatores nucleares. O grafite possui um ponto de fusão extremamente alto, que pode variar dependendo da pureza do material, mas geralmente está na faixa de 3.500 a 3.900 °C. Já o ponto de ebulição do grafite é ainda mais elevado, acima de 4.200 °C. Esses altos pontos de fusão e ebulição tornam o grafite capaz de suportar temperaturas extremamente altas encontradas em ambientes de reatores nucleares [44, 45].

Quando exposto à irradiação de nêutrons em um reator nuclear, o grafite pode sofrer danos estruturais devido à colisão dos nêutrons com os átomos de carbono na estrutura cristalina. Esse dano pode levar à fragmentação do grafite e à formação de defeitos na sua estrutura cristalina. No entanto, devido à sua baixa seção de choque de captura de nêutrons, o grafite tende a absorver uma quantidade mínima de nêutrons, o que significa que não contribui significativamente para a absorção de nêutrons no reator. Uma das propriedades mais importantes do grafite em reatores nucleares é sua alta seção de choque de espalhamento. O grafite é colocado ao redor do núcleo do reator como um refletor de nêutrons. Ao refletir os nêutrons de volta para o interior do reator, o grafite aumenta a probabilidade de interação dos nêutrons com os núcleos fissionáveis, contribuindo assim para uma reação em cadeia mais eficaz [44, 45].

Nesta tese, o grafite foi utilizado como material da camada refletora no SSFR, que foi somente inserida após outras análises que sucederam à comparação do sistema modelado com e sem a camada refletora externa ao núcleo do SSFR, como apresentado no Capítulo 6 desta tese. A Tabela 5 mostra algumas propriedades do grafite.

Tabela 5. Propriedades físicas e mecânicas do grafite [44, 45].

Condutividade térmica	100 W/m·K
Densidade	1,90 g/cm³
Ponto de Fusão	3.600 °C
Resistência à Tração	50-100 MPa

3.3. Combustível Nuclear

O material combustível utilizado nas análises do SSFR são elementos transurânicos reprocessados do combustível irradiado de reatores convencionais e diluídos em uma base de combustível nuclear com a finalidade de transmutação no novo sistema, diminuindo os níveis de radiotoxicidade do combustível reprocessado, sendo o objetivo principal desta tese. A composição final do combustível foi diferente de acordo com cada análise, sendo descrita separadamente em cada seção específica desta tese. Entretanto, a proveniência do combustível base, proveniente do combustível gasto de reatores convencionais foi a mesma.

Este combustível nuclear queimado, que será a base do combustível utilizado nas análises, foi obtido de um Reator de Água Pressurizada (PWR) padrão que utilizou combustível a base de dióxido de urânio (UO_2) com enriquecimento inicial de 3,1%, após uma queima de combustível total, de final de ciclo, de 33.000 MWd/t e mantido por cinco anos em uma piscina de combustível usado para dissipar o calor de decaimento radioativo [46]. A composição do combustível irradiado que foi considerada, em porcentagem em massa (wt%), está representada na Tabela 6. Este combustível nuclear irradiado específico foi reprocessado pela técnica GANEX [47, 48], descrita na seção 3.3.1.

Tabela 6. Composição combustível UO_2 gasto após queima de 33 GWd/t [46].

Actinídeos		Produtos de Fissão			
Total wt% = 0,9785		Total wt% = 0.0215			
Nuclídeo	wt%	Nuclídeo	wt%	Nuclídeo	wt%
Th-230	3,407E-09	H	1,525E-06	Pd	3,906E-02
U-233	2,069E-09	He	1,202E-06	Ag	2,386E-03
U-234	1,546E-04	Li	5,395E-09	Cd	3,267E-03
U-235	8,046E-03	Be	4,384E-09	In	6,975E-05
U-236	4,113E-03	C	7,707E-10	Sn	2,686E-03
U-237	5,860E-06	Co	2,672E-17	Sb	8,428E-04
U-238	9,781E-01	Ni	9,566E-15	Te	1,413E-02
Np-237	4,759E-04	Cu	8,460E-14	I	7,037E-03
Np-238	7,797E-07	Zn	1,186E-09	Xe	1,527E-01
Np-239	4,923E-05	Ga	6,593E-10	Cs	8,153E-02
Pu-238	1,851E-03	Ge	1,929E-05	Ba	4,294E-02
Pu-239	4,847E-03	As	5,897E-06	La	3,566E-02
Pu-240	1,657E-03	Se	1,635E-03	Ce	7,546E-02
Pu-241	1,558E-03	Br	6,294E-04	Pr	3,211E-02
Pu-242	5,888E-04	Kr	1,058E-02	Nd	1,120E-01
Am-241	8,292E-05	Rb	9,934E-03	Pm	3,342E-03
Am-242	1,526E-07	Sr	2,512E-02	Sm	2,246E-02
Am-243	1,126E-04	Y	1,339E-02	Eu	4,776E-03
Cm-242	2,582E-05	Zr	1,031E-01	Gd	2,583E-03
Cm-244	2,960E-05	Nb	6,179E-04	Tb	8,146E-05
Cm-245	1,030E-06	Mo	9,596E-02	Dy	4,039E-05
		Tc	2,262E-02	Ho	4,368E-06
		Ru	6,843E-02	Er	1,724E-06
		Rh	1,275E-02	Tm	1,812E-09
				Yb	3,676E-10

3.3.1. Técnica de Reprocessamento GANEX

O processo de reprocessamento de combustível nuclear GANEX (Group ActiNide EXtraction) é um método complexo que envolve várias etapas para a separação e recuperação

de diferentes elementos presentes no combustível nuclear irradiado. Este método foi concebido com o objetivo de fornecer uma alternativa eficiente e sustentável para o tratamento de combustível nuclear gasto, especialmente para os reatores de quarta geração (Gen IV) que promovem uma abordagem mais segura e eficiente na geração de energia nuclear [47, 48].

O processo GANEX baseia-se em uma série de etapas de extração e purificação utilizando solventes específicos, visando separar os diferentes elementos presentes no combustível nuclear gasto. Uma das etapas fundamentais deste processo é a extração seletiva de elementos transurânios (actinídeos), como o plutônio (Pu), o amerício (Am) e o neptúnio (Np), juntamente com o urânio (U), do material irradiado. Essa extração seletiva é realizada através da utilização de solventes específicos que interagem seletivamente com esses elementos radioativos, permitindo sua separação dos demais componentes do combustível nuclear gasto. Além disso, o processo GANEX também permite a recuperação de outros elementos valiosos, como európio (Eu), neodímio (Nd) e samário (Sm). Estes elementos são separados e purificados de acordo com as necessidades específicas de aplicação, seja na indústria nuclear ou em outras áreas de interesse [47, 48]. A esquematização simplificada do processo GANEX está representada na Figura 10.

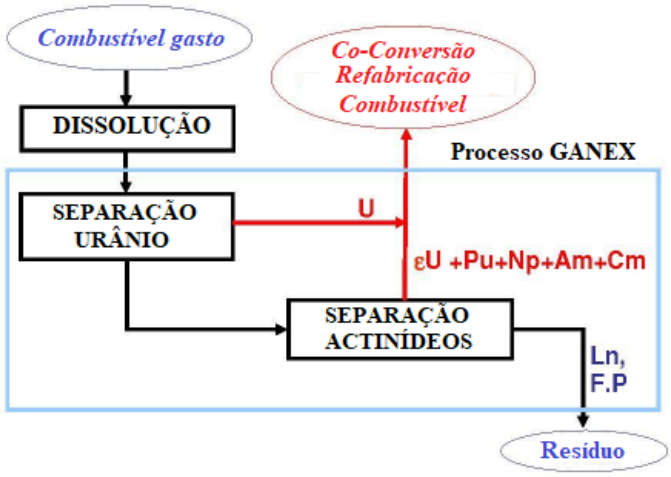


Figura 10. Processo esquemático reprocessamento GANEX. Adaptada de [47, 48].

Logo, o processo GANEX é uma técnica promissora para o reprocessamento de combustível nuclear gasto. Ao recuperar materiais valiosos como urânio e plutônio, o processo GANEX não apenas contribui para a gestão sustentável de resíduos nucleares, mas também oferece oportunidades para o reaproveitamento desses materiais na produção de novos

combustíveis nucleares, reduzindo assim a necessidade de mineração de urânio e plutônio [47, 48].

No que cerne o uso da técnica GANEX considerada para obtenção de composição isotópica do material combustível que será utilizada nesta tese, a Tabela 7 apresenta os fatores de recuperação de cada elemento pela técnica GANEX considerados [49], bem como a Tabela 8 mostra os isótopos recuperados no processo de reprocessamento GANEX [47, 48, 49]. No caso do urânio, a técnica de reprocessamento GANEX recupera 99,9% do urânio contido no combustível nuclear gasto reprocessado. Entretanto, como a maioria desse urânio recuperado retorna para as plantas nucleares convencionais (reatores LWRs), foi considerado na técnica GANEX os fatores de recuperação para o urânio residual (0,1%) presente após a separação primária do urânio (Figura 10) [49].

Tabela 7. Fatores de recuperação técnica GANEX [49].

Elemento	Fatores de recuperação (%)	Elemento	Fatores de recuperação (%)
U	0,1	Cm	99,5
Np	95	Nd	5
Pu	99,5	Sm	5
Am	99,5	Eu	5

Tabela 8. Isótopos recuperados reprocessamento GANEX [47, 48, 49]

Isótopo	Isótopo	Isótopo	Isótopo
U-233	Np-237	Pu-241	Cm-244
U-234	Np-238	Pu-242	Cm-245
U-235	Np-239	Am-241	Nd-143
U-236	Pu-238	Am-242^{m}	Sm-150
U-237	Pu-239	Am-243	Eu-153
U-238	Pu-240	Cm-242	

3.4. Definição da Fonte de Espalhamento

A fonte de espalhamento é essencial para o conceito de reator ADS-Fissão [9]. Neste sistema, um acelerador de prótons de alta energia é usado para gerar um feixe de prótons de alta

intensidade que é direcionado para um alvo de chumbo (Pb) produzindo nêutrons por reações de espalhamento que são usadas para acionar o reator subcrítico [9]. A fonte de espalhamento ADS-Fissão foi definida no SSFR modelado considerando o material Pb em todo o volume da fonte (41,53 dm^3). Foi levado em consideração a distribuição de energia de nêutrons definida no MCNP5 pelo espectro de energia de evaporação [33], descrito por:

$$p(E) = C.E.\exp(-E/a) \qquad (6)$$

onde a = 1,2895 MeV e C é uma constante de normalização [33]. O espectro de nêutrons da fonte externa de evaporação ADS é mostrado na Figura 11.

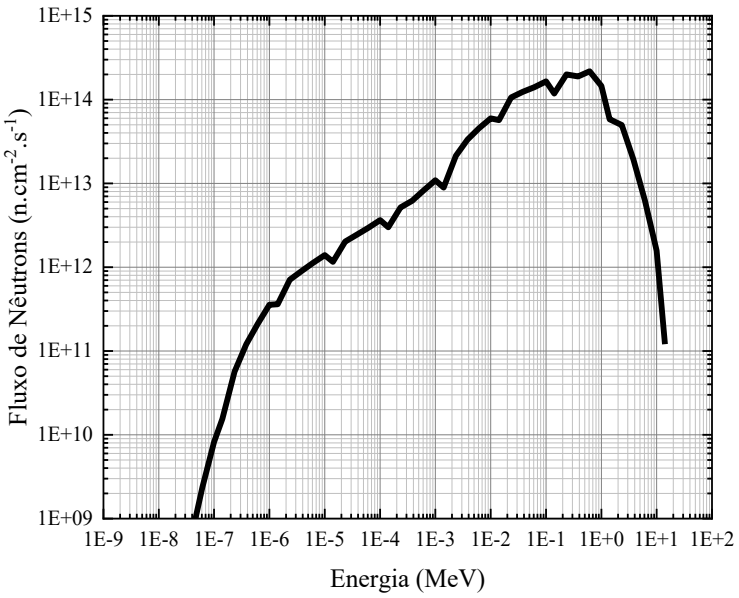


Figura 11. Espectro de nêutrons da fonte de evaporação proveniente do ADS.

3.5. Definição da Fonte de Fusão

O sistema híbrido fusão-fissão (FFS) modelado em [6, 19] visou combinar os benefícios da produção de nêutrons de 14,1 MeV de energia através da fusão de D-T no plasma de fusão com o propósito de se transmutar, por reações de fissão, elementos transurânicos contidos na camada transmutadora, região destacada onde se encontra o material combustível e refrigerante, como mostrado na Figura 12 [6, 19]. Este robusto sistema, além da posição específica da

camada transmutadora, possui uma camada produtora de trítio, de modo a produzir material para manter as reações de fusão com o deutério na câmara de plasma [6, 19].

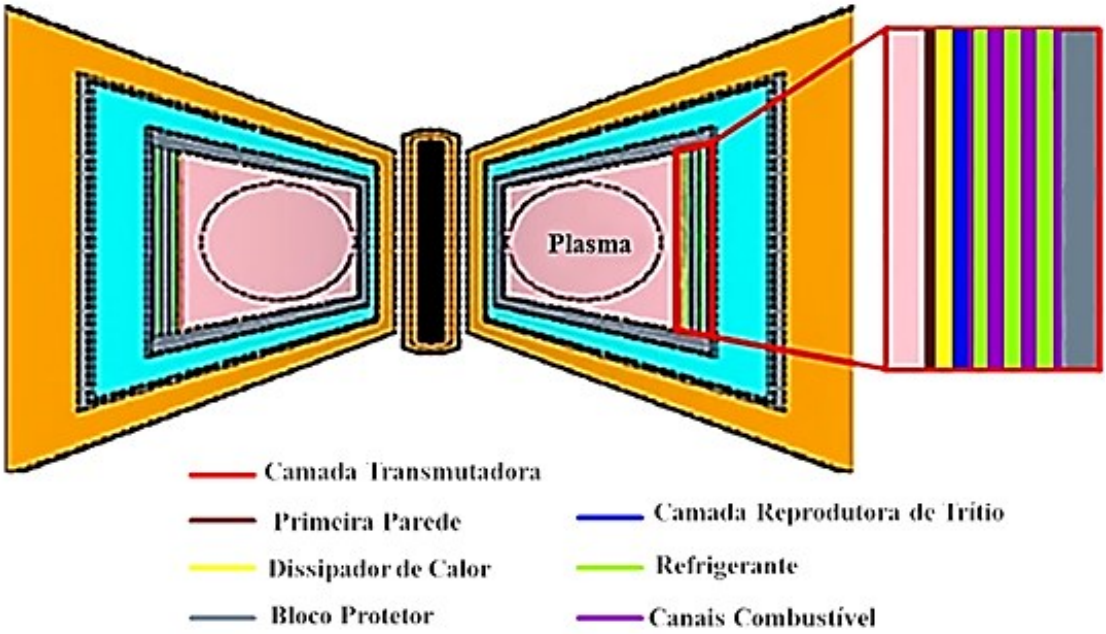


Figura 12. Sistema Híbrido Fusão-Fissão Baseado no Tokamak [6, 19].

Tomando este sistema específico estudado [6, 19], o espectro de nêutrons de fusão D-T, usado como fonte externa de nêutrons, foi obtido calculando no MCNP5 [33] o fluxo de nêutrons sobre a superfície interna da camada transmutadora (proveniente da fonte de fusão) do FFS baseado no Tokamak estudado [6, 19]. Este fluxo de nêutrons foi calculado considerando a faixa de energia de 10^{-9} a 14,1 MeV, onde seu espectro obtido é ilustrado conforme a Figura 13.

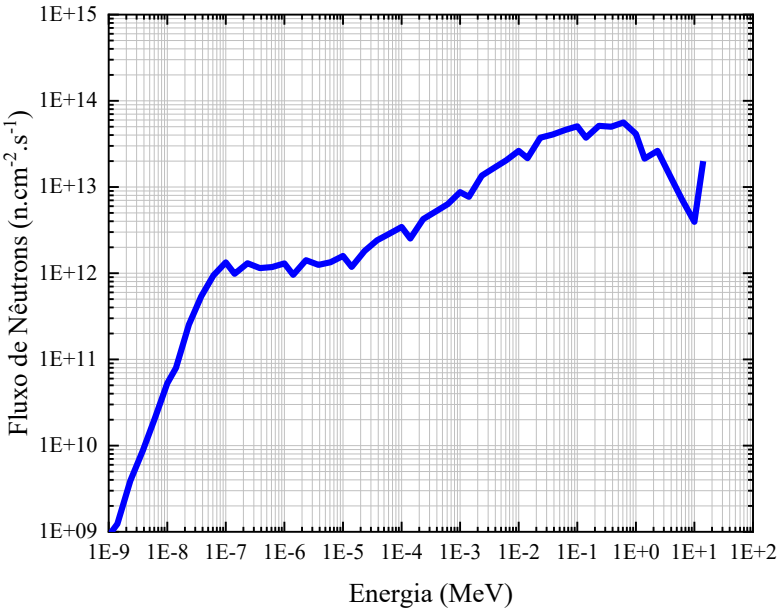


Figura 13. Espectro de nêutrons proveniente da fonte de fusão do FFS [6, 19].

3.6. Espectro da fonte externa de nêutrons no SSFR

Em relação à definição da fonte externa de nêutrons no sistema SSFR modelado, para o caso da representação da fonte externa do ADS-Fissão [9], foi utilizado, como já mostrado, um espectro *default* do MCNP5, que neste contexto foi o espectro de evaporação definido no volume modelado do fonte externa de nêutrons no SSFR [33].

Em contrapartida, o espectro de nêutrons da fonte de fusão definido no SSFR foi obtido através do fluxo característico que atinge a camada transmutadora do Sistema Híbrido Fusão-Fissão (FFS) estudado [6, 19] proveniente da câmara do plasma, onde ocorrem as reações de fusão D-T e produção de nêutrons de 14,1 MeV de energia, como também já foi mostrado. Portanto, de modo a definir este espectro superficial obtido do FFS [6, 19] no volume da fonte externa no SSFR modelado, o espectro de nêutrons obtido apresentado na Figura 13 foi normalizado sobre o fluxo total. Em seguida, o espectro de nêutrons de fusão normalizado foi definido em todo o volume da fonte externa de nêutrons, que se encontra no centro do SSFR projetado, medindo um raio de 7,5 cm e um volume de 41,53 dm^3.

Para comparar o espectro de nêutrons das fontes externas, a Figura 14 mostra os espectros de nêutrons da fonte de fusão e da fonte de evaporação já definidas no volume da fonte externa no SSFR para cada caso. A fonte externa de evaporação apresenta maior fluxo de

nêutrons em quase toda faixa de energia do que a fonte de fusão. Porém, para a faixa de nêutrons mais endurecida (acima de 3 MeV de energia), a fonte de fusão apresenta maior fluxo de nêutrons que a fonte de evaporação devido aos nêutrons de 14,1 MeV emitidos na reação de fusão D-T, que aumentam a probabilidade de transmutação de actinídeos por reações de fissão.

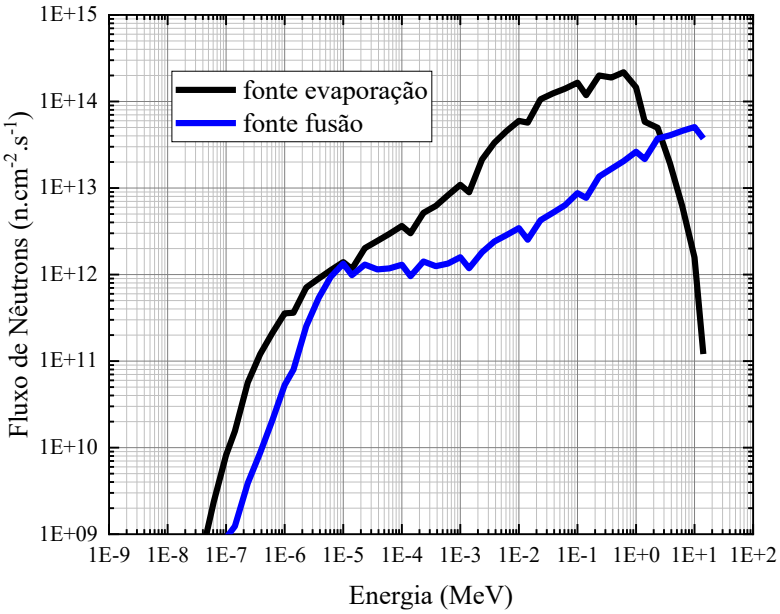


Figura 14. Espectro de nêutrons para diferentes fontes definidas no volume da fonte externa no SSFR.

3.7. Simulação

As simulações para cálculos de criticalidade, fluxo de nêutrons, constantes neutrônicas, foram realizadas pelo MCNP5 [33], considerando o número de partículas 10^8 partículas (nps) para minimizar o erro relativo (aproximadamente 10^{-4}). Para o cálculo de criticalidade sem a realização de queima, foi designado como 10.000 o número de histórias da fonte, com 2.000 ciclos ativos e 50 inativos, contabilizando 2.050 ciclos a serem executados. As bibliotecas de seções de choque utilizadas foram fornecidas pela *JEFF-3.3* [32], processadas para as condições de plena potência (temperatura trabalho) através do NJOY [31], bem como as temperaturas dos materiais refrigerante, revestimento e da camada refletora. As análises do SSFR foram realizadas para as temperaturas de trabalho consideradas, 1200 K de temperatura do combustível [6, 19] tanto para o sistema com a fonte externa de evaporação quanto para o

sistema com a fonte externa de fusão, de modo a avaliar as diferenças nos parâmetros neutrônicos no sistema SSFR com as diferentes fontes, em primeira análise. A temperatura do refrigerante LBE foi mantida constante em 613 K [6, 19] para todas as simulações.

As simulações de queima de combustível foram realizadas usando o MONTEBURNS [*35*], que acopla o MCNP5 [*33*] ao código validado de queima ORIGEN2.1 [34]. Em todas as análises consideradas nesta tese, avaliou-se os aspectos de transmutação através das simulações de queima de combustível, além de outros parâmetros neutrônicos, como o fluxo de nêutrons ao longo do tempo, relação captura-fissão, fator de multiplicação efetivo, geração de energia em cada material combustível, transmutação de actinídeos e transurânicos, atividade, medições de radiotoxidade e variações de massa no SSFR projetado.

Na primeira análise, avaliou-se a influência de diferentes fontes externas de nêutrons no SSFR. O MCNP5 calcula e fornece, na saída da simulação, o valor de k_{eff}, o número de nêutrons emitidos por fissão (ν), o número de nêutrons emitidos por fissão por nêutrons absorvido (η), o fator de fissão rápida (ε), a letargia média de nêutrons (u), tempo de vida dos nêutrons prontos (l), a fração efetiva de nêutrons atrasados (β_{eff}) e também a razão captura-fissão (σ_γ/σ_f). O cálculo da probabilidade de não-fuga (P_{NL}) foi estimado por meio das razões do fluxo de nêutrons total, considerando o espectro de energia entre 10^{-9} e 14,1 MeV, fora e dentro do núcleo de reator. Para o cálculo estimado do fator de utilização térmico (*f*), foi utilizada a equação [37, 39]:

$$f = \int_{Vc} \Sigma_a^c dV \Big/ \int_{Vc} \Sigma_a^c dV + \int_{Vr} \Sigma_a^r . \Omega dV \qquad (7)$$

onde Σ_a^c é a seção de choque macroscópica de absorção no combustível, Σ_a^r é a seção de choque macroscópica de absorção no refrigerante, V_c e V_r são os volumes do combustível e refrigerante, respectivamente, e Ω é o fator de desvantagem térmica, definido como [37, 39]:

$$\Omega = \frac{\Phi_r}{\Phi_c} \qquad (8)$$

onde Φ_r e Φ_c são os fluxos de nêutrons no refrigerante e no combustível, respectivamente. Logo, como o MCNP5 calcula os valores de fluxo de nêutrons, as respectivas seções de choque macroscópicas e os respectivos volumes (que juntos calcula-se as taxas de reação para as

devidas reações e vice-versa), o fator de utilização térmica pode ser calculado [37, 39]. Além disso, através dos valores adquiridos, pode-se estimar a probabilidade de escape às ressonâncias (p).

Posteriormente, foram avaliadas as diferenças da modelagem do SSFR de maneira heterogênea e semi-heterogênea, bem como, concomitantemente, foi analisado o uso de diferentes composições de combustível. Foi levado em consideração o nps no MCN5 igual a 10^6, devido ao considerável tempo computacional para a realização da queima, o que inclui 40 ciclos com 10 etapas por ciclo – cada etapa contendo 182,5 dias. A densidade de potência média do sistema foi calculada em 200 W/cm³ por dia. Neste contexto, foi definida no MONTEBURNS uma potência de fissão de 110 MWt para uma simulação de queima de combustível de 5 anos.

Os produtos de fissão acompanhados na composição do combustível durante as simulações de queima foram Criptônio (Kr), Estrôncio (Sr), Ítrio (Y), Zircônio (Zr), Molibdênio (Mo), Tecnécio (Tc), Rutênio (Ru), Ródio (Rh), Paládio (Pd), Telúrio (Te), Iodo (I), Xenônio (Xe), Césio (Cs), Bário (Ba), Lantânio (La), Cério (Ce), Praseodímio (Pr), Neodímio (Nd), Promécio (Pm), Samário (Sm), Európio (Eu) e Gadolínio (Gd) [30, 46, 50]. A Tabela 9 apresenta os isótopos dos produtos de fissão acompanhados nas simulações de queima de combustível.

Tabela 9. Produtos de fissão considerados nas simulações de queima do combustível no SSFR [30, 46, 50].

Elemento	Isótopo
Kr	Kr-82 Kr-83 Kr-84 Kr-86
Sr	Sr-88
Y	Y-89
Zr	Zr-90 Zr-91 Zr-92 Zr-94
Mo	Mo-92 Mo-95 Mo-96 Mo-98 Mo-99
Tc	Tc-99
Ru	Ru-99 Ru-100 Ru-101 Ru-102 Ru-104
Rh	Rh-103
Pd	Pd-104 Pd-105 Pd-106 Pd-108 Pd-110
Te	Te-126 Te-128 Te-130
I	I-127 I-129
Xe	Xe-129 Xe-131 Xe-132 Xe-134 Xe-136
Cs	Cs-133 Cs-135 Cs-137
Ba	Ba-137 Ba-138
La	La-139
Ce	Ce-140 La-142
Pr	Pr-141
Nd	Nd-142 Nd-143 Nd-144 Nd-145 Nd-147 Nd-146 Nd-148 Nd-150
Pm	Pm-145 Pm-146
Sm	Sm-147 Sm-148 Sm-149 Sm-150 Sm-152 Sm-154
Eu	Eu-151 Eu-152 Eu-153 Eu-155
Gd	Gd-155 Gd-156 Gd-157 Gd-158 Gd-160

É importante ressaltar que os desvios padrões das análises conduzidas no MCNP5 situaram-se na ordem de 10^{-4} a 10^{-3}, devido ao número de partículas imposto nas simulações, refletindo uma precisão considerável nos resultados obtidos. Contudo, quando visualizados em gráficos com escalas muito maiores, como no caso do fluxo de nêutrons, que está na ordem de 10^{18}, o erro relativo torna-se praticamente imperceptível devido à sua magnitude em relação aos valores absolutos das variáveis em análise.

4. ANÁLISE DAS DIFERENTES FONTES EXTERNAS DE NÊUTRONS NO SISTEMA SEMI-HETEROGÊNEO

Para esta primeira análise, foram avaliados diferentes fontes externas de nêutrons no SSFR, uma fonte de fusão e uma fonte de evaporação, com o sistema modelado de maneira semi-heterogênea, como novamente representado para facilitar a visualização, na Figura 15. As fontes utilizadas para comparação no SSFR modelado foram as fontes de espalhamento e de fusão específica [6, 19].

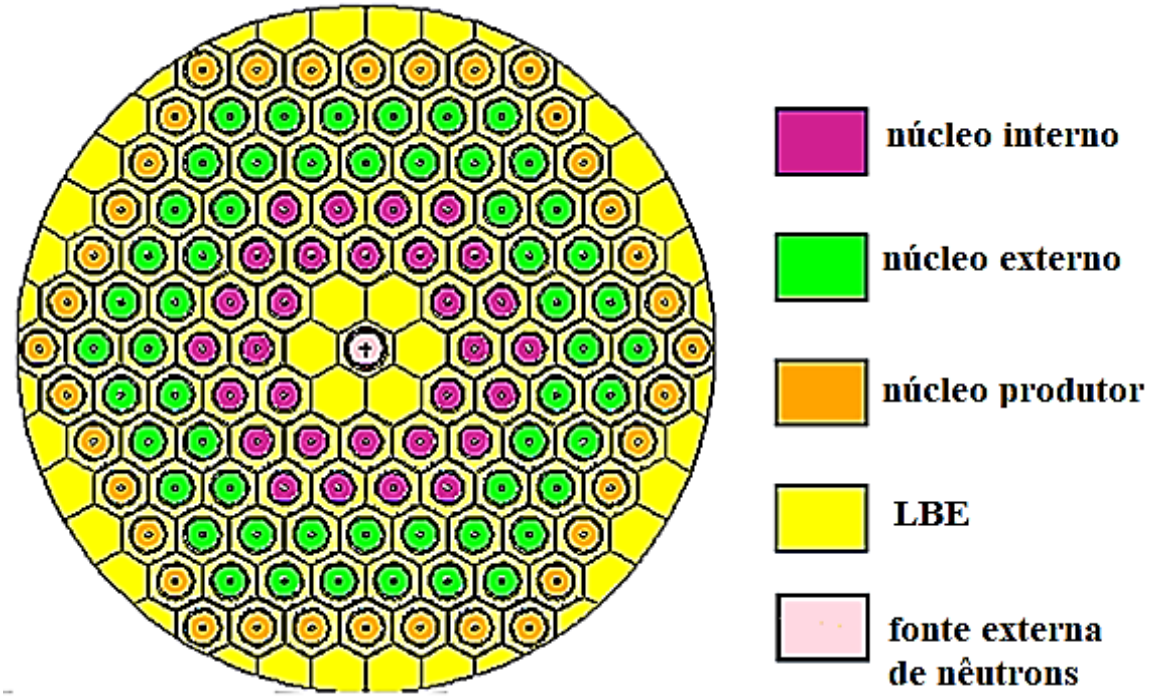


Figura 15. Sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogêneo.

4.1. Combustível Nuclear Utilizado

A composição do combustível utilizado foi o combustível reprocessado GANEX diluído em dióxido de tório (ThO_2). A escolha do tório na análise semi-heterogênea foi baseada em sua abundância, que é de3 a 4 vezes maior que do urânio, amplamente distribuído na natureza como um recurso facilmente explorável em muitos países, principalmente no Brasil, e também devido

à sua baixa produção de actinídeos, sendo uma forma atraente de produzir energia nuclear de longo prazo com resíduos de baixa radiotoxicidade [51].

Após alguns testes no MCNP5 para se obter um fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) próximo de 0,98, a porcentagem em massa (wt%) de material físsil utilizada foi de 11,25%, conforme Tabela 7 com os fatores de recuperação pela técnica de reprocessamento GANEX, para atingir uma condição subcrítica mais segura para o SSFR. A Tabela 10 abaixo mostra a composição do combustível utilizado nas análises das diferentes fontes externas no SSFR. O combustível reprocessado por GANEX diluído em tório foi utilizado nas regiões dos núcleos interno e externo (*inner and breeder cores*) do SSFR. O ThO_2 foi utilizado no núcleo produtor (*breeder core*) para produzir material físsil, no caso U-233 [6].

Tabela 10. Composição do Combustível: GANEX diluído em ThO_2.

Isótopo	**wt%**	**Isótopo**	**wt%**	**Isótopo**	**wt%**
Th-232	7,1421E+01	Np-239	5,9748E-02	Cm-242	3,282E-02
U-233	2,6431E-09	Pu-238	2,8554E-01	Cm-244	3,7625E-02
U-234	2,3969E-04	Pu-239	7,477E+00	Cm-245	1,3093E-03
U-235	1,2474E-02	Pu-240	2,5561E+00	O-16	1,2063E+01
U-236	6,3767E-03	Pu-241	2,4034E+00	Nd-143	1,9076E-01
U-237	7,4863E-06	Pu-242	9,0829E-01	Sm-150	3,8255E-02
U-238	1,5164E+00	Am-241	1,054E-01	Eu-153	8,1344E-03
Np-239	7,0093E-01	$Am\text{-}242^{m}$	1,9397E-04		
Np-238	9,4628E-04	Am-243	1,737E-01		

4.2. Combustível Fresco (*BOL*)

A Figura 16 mostra o espectro de nêutrons que chega no núcleo interno proveniente da fonte externa de nêutrons para os casos do SSFR com a fonte externa de evaporação (FE) e com a fonte externa de fusão (FF). Por um lado, o fluxo de nêutrons da fonte externa de evaporação é maior do que o da fonte externa de fusão para uma faixa de energia de 0,3 a 10 MeV, o que aumenta a probabilidade de transmutação de actinídeos. Além disso, o fluxo de nêutrons na

faixa de energia epitérmica é menor do que o da fonte de fusão, o que diminui a absorção de nêutrons na faixa de ressonância das seções de choque. Por outro lado, o fluxo de nêutrons da fonte externa de fusão é maior em todas as faixas de energia (exceto na faixa de 0,3 a 10 MeV), principalmente na faixa de energia de 10 a 14,1 MeV, induzindo uma maior probabilidade de reações de fissão em actinídeos. Além disso, o maior fluxo na faixa térmica de energia para a fonte externa de fusão em comparação com a fonte externa de evaporação aumenta a probabilidade de fissão em materiais físseis.

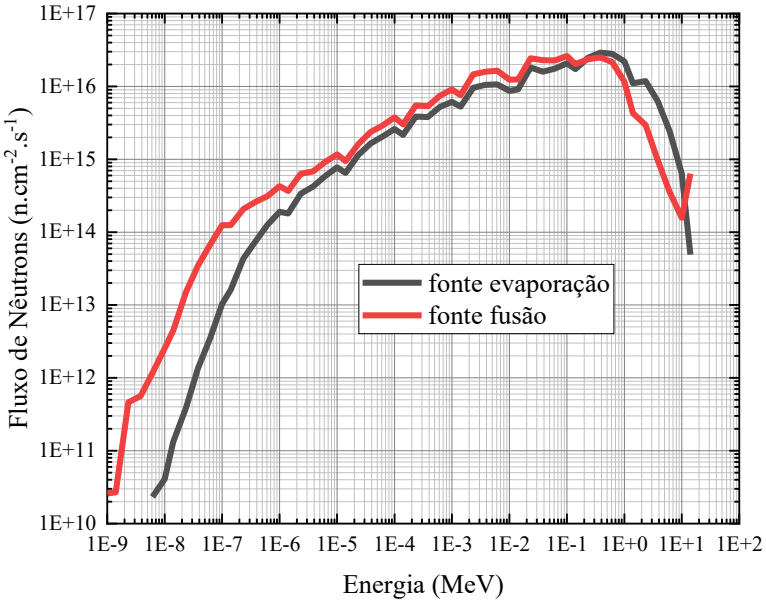


Figura 16. Fluxo de nêutrons para a fonte de fusão (FF) e para a fonte de evaporação (FE) no SSFR.

A Tabela 11 apresenta o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) para os sistemas analisados na potência máxima (*hot full power*). Os valores de k_{eff} para as diferentes fontes externas foram muito semelhantes. A fonte externa de fusão apresentou valores de k_{eff} ligeiramente menores do que a fonte de evaporação devido à maior absorção de nêutrons no SSFR com a fonte de fusão do que o SSFR com a fonte de evaporação, o que será mostrado posteriormente nesta tese (seção 4.3). Adicionalmente, a diferença absoluta (em pcm) entre eles representa menos de 0,03%, o que indica pouco efeito neutrônico no SSFR para as fontes externas analisadas ao sistema. A diferença pcm – *per cent mille* foi calculada como [37]:

$$pcm = \Delta k . 10^5 \qquad (9)$$

Tabela 11. Valores de k_{eff} para as diferentes fontes no SSFR.

Fonte Externa	**k_{eff}**	**Diferença absoluta (pcm)**
Evaporação	0,96819 ± 0,00011	25
Fusão	0,96794 ± 0,00011	

A Tabela 12 apresenta os parâmetros neutrônicos, como o número médio de nêutrons produzidos por fissão (ν), a média de nêutrons de fissão produzidos por nêutron absorvido (η), o fator de utilização térmica (f), o fator de fissão rápida (ε), a letargia média de nêutrons (u), tempo de vida dos nêutrons prontos (*l*), fração efetiva de nêutrons atrasados (β_{eff}) e razão captura-fissão (σ_γ/σ_f), obtidos através das simulações no MCNP5 para o combustível fresco, no SSFR para as fontes externas analisadas. Todos estes parâmetros foram obtidos com ferramentas do MCNP5 [33].

Tabela 12. Parâmetros neutrônicos a plena potência no SSFR para as diferentes fontes externas.

	FF	**FE**	**Diferença absoluta**
ν	2,943	2,943	0
η (células com fissão)	1,1354	1,1367	1,3E-03
η (todo sistema)	0,97365	0,97348	1,7E-04
f	0,93057	0,93019	3,8E-04
ε	1,5305	1,5306	1,0E-04
p	0,60518	0,60488	3,0E-04
P_{NL}	0,98933	0,98878	5,5E-04
u	1,9738	1,9720	1,8E-03
l	5,8943E-05	5,9149E-05	2,06E-07
β_{eff}	3,3465E-03	3,6056E-03	2,591E-04
σ_γ/σ_f	252,39	251,94	4,5E-01

Os valores de ν foram iguais, independentemente da fonte externa utilizada no sistema, devido à mesma composição do combustível em ambos os sistemas. No entanto, o η foi

ligeiramente maior no SSFR com a fonte de fusão do que com a fonte de evaporação, considerando todas as células com fissão, indicando uma maior produção de nêutrons de fissão por nêutron absorvido no combustível com o sistema com a fonte externa de fusão. Isso pode ser explicado pelo fluxo mais endurecido da fonte de fusão do que a fonte de evaporação no SSFR, considerando a faixa de energia acima de 1 MeV. No entanto, os valores de η, considerando todas as células geométricas, no SSFR com fonte externa de fusão foi ligeiramente inferior ao sistema com fonte externa de evaporação. Este contraste nos valores de η deve-se a algumas diferenças no espectro de nêutrons para o sistema utilizando fontes de nêutrons externas distintas, conforme apresentado posteriormente neste trabalho.

Da mesma forma, o valor de *f* é ligeiramente menor ao usar a fonte externa de fusão em comparação com a fonte de evaporação no SSFR. Isso indica que os nêutrons térmicos são mais eficientemente absorvidos no combustível do SSFR usando a fonte externa de evaporação do que a fonte externa de fusão, devido às diferenças no fluxo de nêutrons sobre o núcleo na faixa de energia de 0,3 a 10 MeV.

Os valores de ε foram praticamente iguais, com desvio padrão de 10^{-4} devido à mesma composição do combustível em ambas as análises, que apresentaram que o tipo de fonte externa não influenciou diretamente no parâmetro ε. Por um lado, o SSFR com a fonte externa de fusão exibiu a menor letargia, mantendo um espectro de nêutrons endurecido. Por outro lado, embora os valores de *l*, em segundos, tenham sido muito baixos, o SSFR com a fonte externa de evaporação apresentou valores um pouco menores que a fonte externa de fusão no sistema.

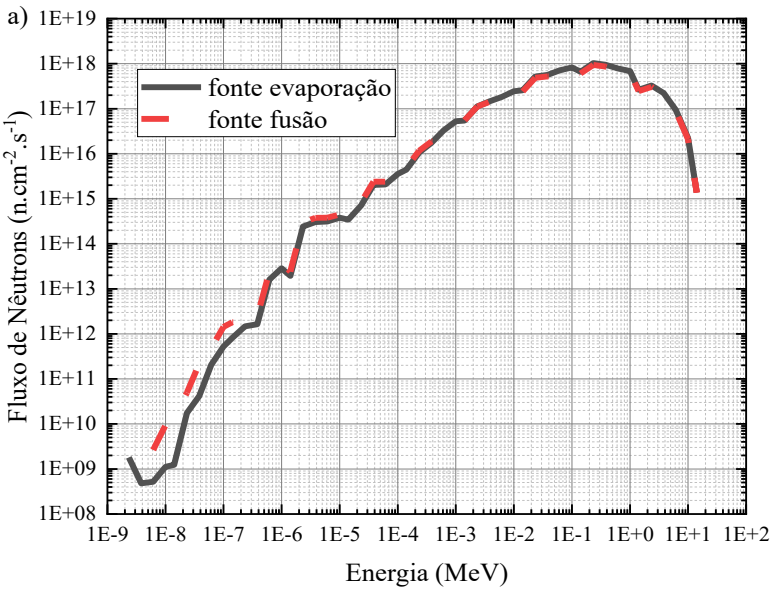
Os valores das probabilidades de não-fuga (P_{NL}) e das probabilidades de escape às ressonâncias (p) considerando toda a faixa de energia dos nêutrons foram bem similares, considerando o SSFR com as diferentes fontes externas de nêutrons, o que mostra que essas condições são devido, principalmente, à dimensão do reator e do tipo de combustível, respectivamente.

Em relação ao β_{eff}, houve um valor maior para a fonte de fusão do que para a fonte de evaporação no sistema. O alto β_{eff} aumenta o período do reator, o que aumenta o controle e a segurança do reator do que os nêutrons de fissão imediata. Por outro lado, o grande β_{eff} poderia aumentar a probabilidade de absorção de nêutrons na faixa de energia de ressonância no combustível, o que poderia explicar os valores de k_{eff} ligeiramente maiores para a fonte de evaporação do que para a fonte de fusão.

Em relação ao SSFR com fonte externa de nêutrons, embora a diferença de σ_γ/σ_f tenha sido relativamente pequena, o sistema com fonte externa de fusão apresentou valores de σ_γ/σ_f

menores do que a fonte externa de evaporação, indicando maior taxa de reações de fissão no sistema usando a fonte de fusão do que a fonte de evaporação. Os altos valores de σ_γ/σ_f foram devidos principalmente ao núcleo produtor, cuja captura radioativa é bastante grande. Como as composições de combustível e refrigerante são as mesmas em ambas as análises, o fluxo de nêutrons sobre o núcleo e o espectro da fonte externa de nêutrons poderiam explicar essas diferenças nos parâmetros neutrônicos no SSFR, mesmo que sejam muito pequenas.

A Figura 17 ilustra o espectro de nêutrons dos núcleos interno, externo e produtor do SSFR. No núcleo interno, o fluxo de nêutrons térmicos foi maior para o sistema usando a fonte de fusão em comparação com o SSFR usando a fonte de evaporação, indicando uma maior probabilidade de induzir reações de fissão em elementos físseis. Essas diferenças no fluxo de nêutrons influenciam diretamente nas distinções nos valores de k_{eff}, principalmente no fator de utilização térmica (*f*) e no número médio de nêutrons de fissão produzidos por nêutron absorvido (η) para o sistema que utiliza diferentes fontes externas de nêutrons, conforme apresentado anteriormente neste trabalho.



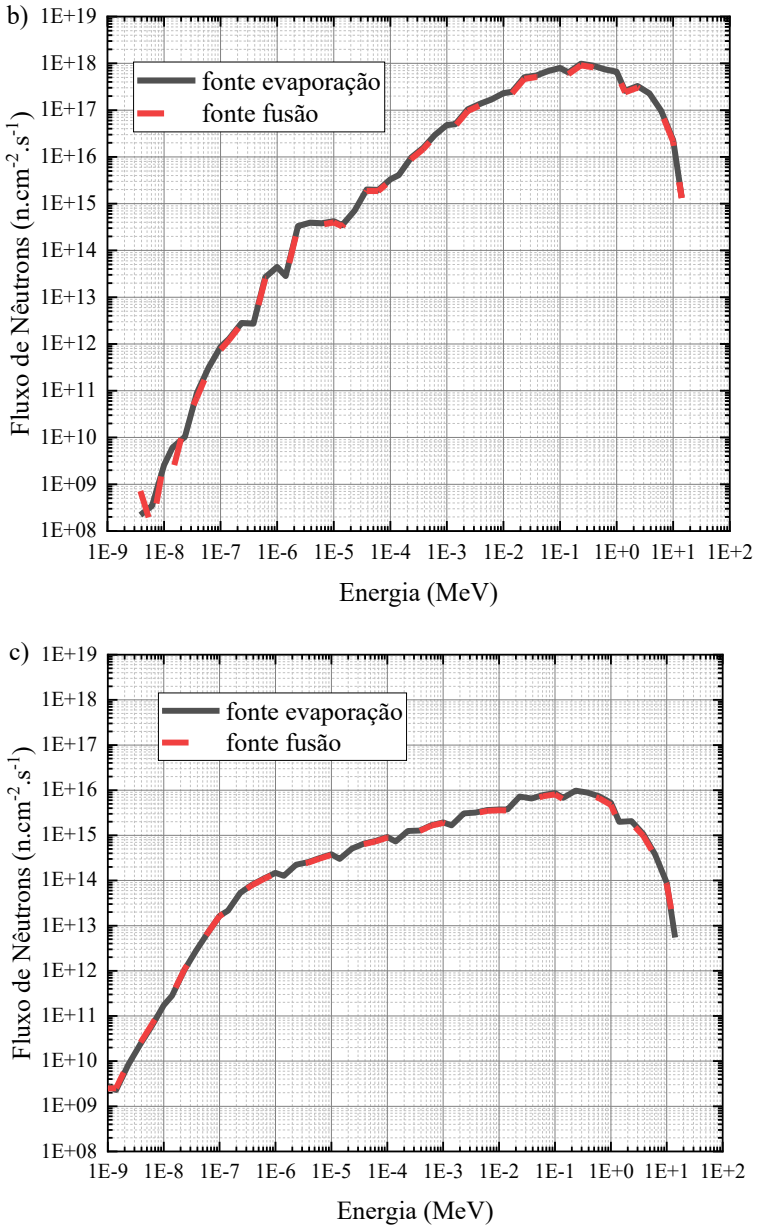


Figura 17. Fluxo de nêutrons para as fontes externas no SSFR sobre: a) o núcleo interno; b) núcleo externo; c) núcleo produtor.

Para o núcleo externo, o fluxo de nêutrons foi quase o mesmo para as fontes externas de evaporação e fusão no SSFR, exceto na faixa de nêutrons térmicos, onde a fonte de fusão apresentou um fluxo de nêutrons maior que a fonte de evaporação. Além disso, a Figura 17-c apresentou o espectro de nêutrons sobre o núcleo produtor. O fluxo de nêutrons foi menor do que nos núcleos interno e externo devido à menor quantidade de nuclídeos físseis na camada produtora, o que diminui as reações de fissão nuclear no material nesta região do núcleo.

4.3. Queima do Combustível

A Figura 18 apresenta os valores de k_{eff} durante a queima de combustível no SSFR com as diferentes fontes externas de nêutrons. Embora apresentaram comportamentos semelhantes, o SSFR com a fonte externa de evaporação apresenta valores de k_{eff} mais elevados do que com a fonte externa de fusão ao longo do tempo, o que pode ser devido principalmente à razão captura-fissão no SSFR com as diferentes fontes, apresentado posteriormente nessa seção. Além disso, a escolha da fonte externa no SSFR impacta no balanço de nêutrons durante uma simulação de queima de combustível.

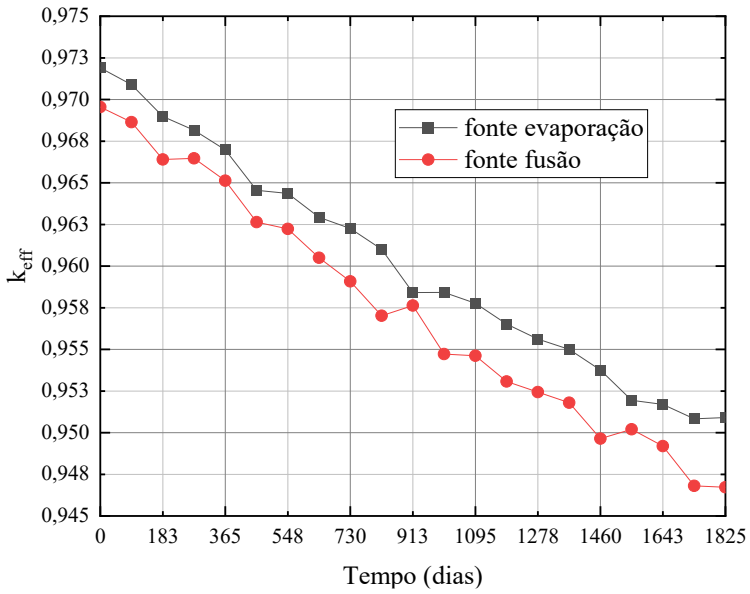


Figura 18. Valores de k_{eff} durante a queima do combustível no SSFR.

A Tabela 13 mostra os parâmetros neutrônicos para o combustível fresco (*BOL)* e no final da queima (*EOL)* para as diferentes fontes externas de nêutrons no SSFR. Os valores de ν diminuíram após a queima do combustível, mas permaneceram os iguais para as duas fontes externas no SSFR. Houve uma redução maior no valor de η para a fonte de fusão do que para a fonte de evaporação, o que pode indicar uma menor captura de nêutrons no sistema com a fonte de evaporação do que com a fonte de fusão.

Os valores de *f* para a fonte de evaporação aumentaram mais do que com a fonte de fusão no EOL, o que aumentou a probabilidade de absorção de nêutrons no combustível. Além

disso, embora a redução no valor de ε tenha sido menor para a fonte de fusão do que para a fonte de evaporação, permaneceu ligeiramente maior para a fonte externa de evaporação do que para a fonte externa de fusão no *EOL*. O SSFR com a fonte externa de fusão ainda permaneceu com a menor letargia, que ajuda a manter um espectro de nêutrons mais endurecido. Apesar disso, embora os valores de *l*, em segundos, tenham sido bastante baixos, o SSFR com a fonte de evaporação apresentou valores um pouco menores que a fonte de fusão no sistema, o que poderia indicar alta absorção de nêutrons no material combustível. Houve uma diminuição dos valores de probabilidade de escape às ressonâncias devido ao aparecimento de transurânicos ao longo da queima do combustível, aumentando a absorção de nêutrons e, consequentemente, aumentando a probabilidade de não-fuga do sistema.

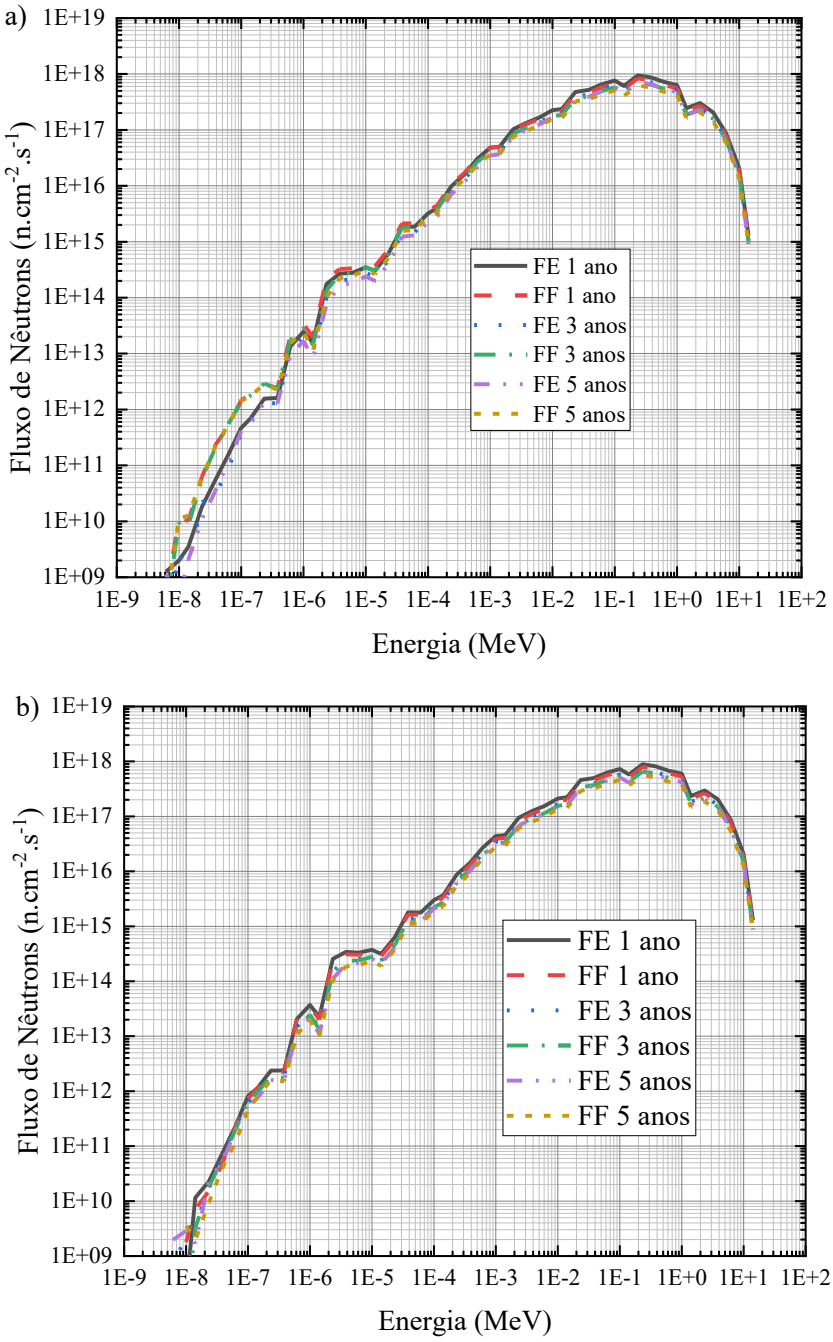
Por um lado, houve maior redução nos valores de β_{eff} utilizando a fonte externa de fusão do que a fonte externa de evaporação no *EOL*. Por outro lado, os valores de σ_γ/σ_f diminuíram consideravelmente devido à absorção de nêutrons no Th-232, produzindo U-233, principalmente no núcleo produtor, o que aumenta a probabilidade de fissão no sistema. Além disso, a fonte de evaporação teve um valor ligeiramente menor de σ_γ/σ_f no *EOL* do que a fonte de fusão, o que poderia aumentar as reações de fissão no SSFR com a fonte externa de evaporação.

Tabela 13. Diferença nos parâmetros neutrônicos após queima no SSFR.

	FE		**FF**	
	BOL	**EOL**	**BOL**	**EOL**
ν	2,943	2,866	2,943	2,866
η (all cells with fission)	1,1354	1,1174	1,1367	1,1163
η (all system)	0,97365	0,95893	0,97348	0,95768
f	0,93057	0,93582	0,93019	0,93525
ε	1,5305	1,5240	1,5306	1,5245
u	1,9738	2,0349	1,9720	2,0328
p	0,60581	0,59765	0,60488	0,60127
P_{NL}	0,98933	0,99840	0,98878	0,98927
l	5,8943E-05	5,9161E-05	5,9149E-05	5,9628E-05
β_{eff}	3,3465E-03	3,0224E-03	3,6056E-03	3,1216E-03
σ_γ/σ_f	252,39	13,245	251,94	13,334

A Figura 19 apresenta a distribuição do fluxo de nêutrons sobre o núcleo para três instantes de tempo da simulação de queima do combustível no SSFR. Houve uma pequena redução no fluxo de nêutrons durante a queima do combustível tanto para fonte externa de evaporação quanto para a fonte externa de fusão, o que mostra a importância da fonte externa no sistema. Além disso, houve uma maior redução no fluxo de nêutrons no núcleo produtor do que nos núcleos interno e externo devido à maior razão captura-fissão na região produtora. O fluxo de nêutrons sobre o núcleo interno é maior para a fonte de fusão do que para a fonte de evaporação na faixa de energia térmica, como mostrado na Figura 19-a, o que poderia aumentar a probabilidade de indução de reações de fissão em materiais físseis usando a fonte de fusão no SSFR. O fluxo de nêutrons sobre o núcleo externo é praticamente o mesmo tanto para a fonte de evaporação quanto para a fonte de fusão, conforme apresentado na Figura 19-b. Além disso, o fluxo de nêutrons sobre o núcleo produtor é muito maior nas faixas de energia epitérmica e térmica do que nos núcleos interno e externo, o que poderia aumentar a produção de U-233 por

absorção de nêutrons no Th-232 e a probabilidade de reações de fissão no U-233 no núcleo produtor, conforme mostrado na Figura 19-c.



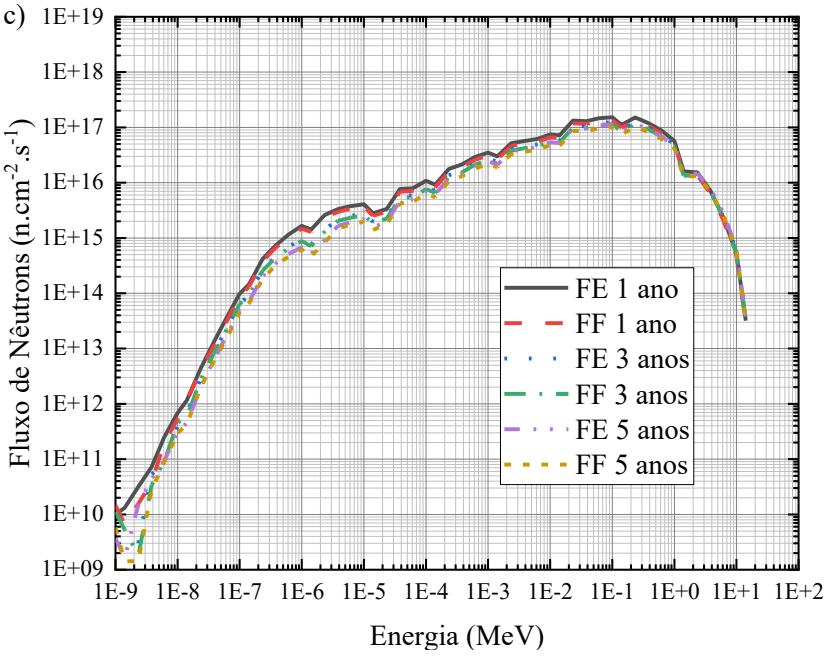
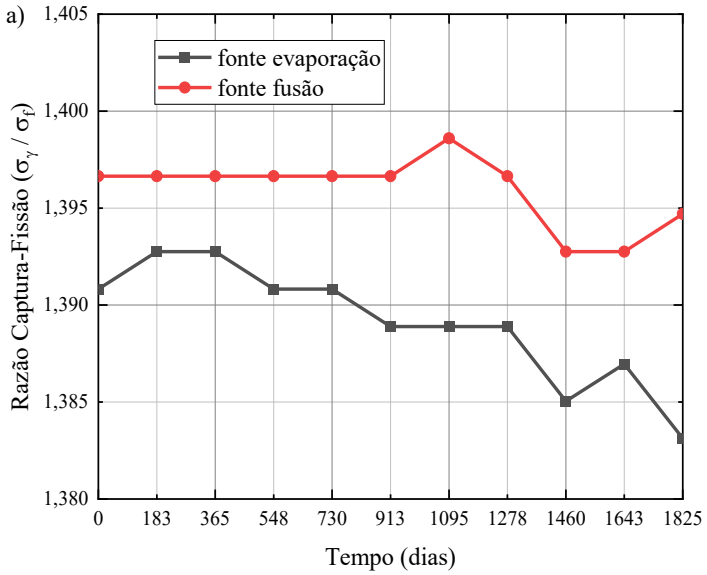
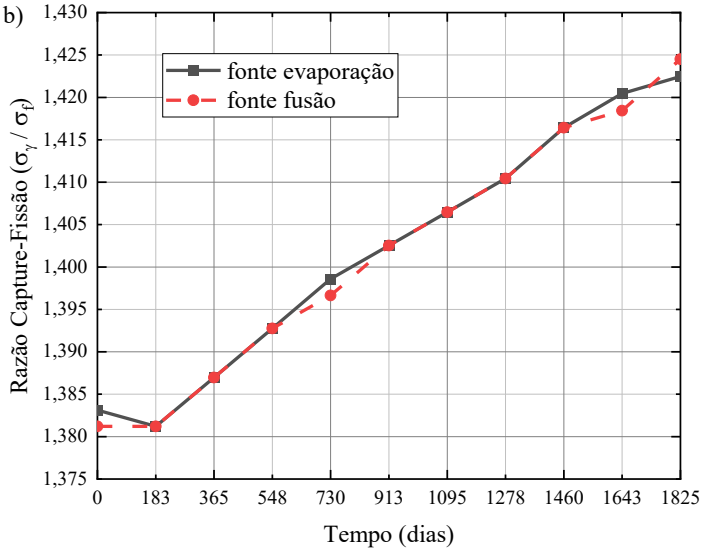


Figura 19. Fluxo de nêutrons no SSFR após a simulação de queima do combustível nos núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

A Figura 20 mostra a relação captura-fissão durante a queima de combustível para diferentes regiões do núcleo. A fonte de fusão apresentou maiores valores de $\sigma_\gamma/\sigma f$ no núcleo interno do que a fonte de evaporação ao longo do tempo, conforme apresentado na Figura 20-a. Em relação ao núcleo externo, os valores foram muito semelhantes entre eles, sendo que a fonte de fusão apresentou valores ligeiramente inferiores em alguns intervalos de tempo, conforme mostra a Figura 20-b. A razão σ_γ/σ_f no núcleo produtor é significativamente maior do que nos núcleos interno e externo devido à alta quantidade de Th-232 no núcleo produtor. Além disso, a razão decai exponencialmente, o que aumenta a probabilidade de fissão principalmente devido ao aumento da quantidade de U-233 durante a queima do combustível (demonstrado posteriormente neste trabalho), conforme mostrado na Figura 20-c. Enquanto a razão captura-fissão aumenta no núcleo externo, ela diminui no núcleo interno, principalmente para a fonte de evaporação, o que pode explicar os valores de k_{eff} mais baixos no sistema com a fonte externa de fusão do que com a fonte externa de evaporação.


a)
fonte evaporação
fonte fusão
Razão Captura-Fissão (σ_γ / σ_f)
1,405
1,400
1,395
1,390
1,385
1,380
0
183
365
548
730
913
1095
1278
1460
1643
1825
Tempo (dias)


b)
fonte evaporação
fonte fusão
Razão Capture-Fissão (σ_γ / σ_f)
1,430
1,425
1,420
1,415
1,410
1,405
1,400
1,395
1,390
1,385
1,380
1,375
0
183
365
548
730
913
1095
1278
1460
1643
1825
Tempo (dias)

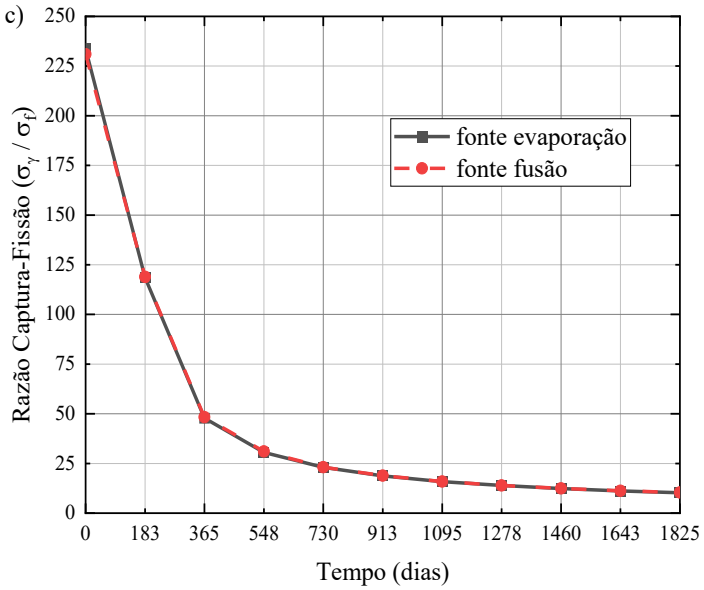


Figura 20. Razão captura-fissão no SSFR durante a queima do combustível sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo; c) núcleo produtor.

A Figura 21 mostra a densidade de potência no SSFR durante a queima de combustível, representando a soma das densidades de potência nos núcleos interno, externo e produtor para cada fonte externa. A fonte de fusão no SSFR apresentou os maiores valores de densidade de potência durante a queima do combustível, liberando mais energia ao longo do tempo no SSFR usando fonte externa de fusão do que no SSFR usando fonte externa de evaporação.

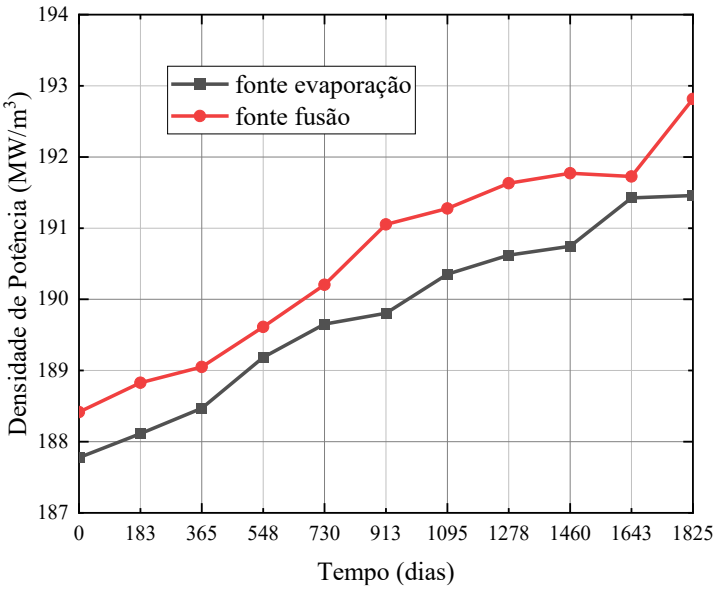


Figura 21. Densidade de Potência no SSFR durante a queima do combustível.

As Figuras 22 e 23 mostram a queima em gigawatts-dia (GWd) por tonelada de metal pesado no SSFR para as fontes de evaporação e fusão, respectivamente, durante a simulação de queima do combustível. A queima ao longo do tempo teve praticamente os mesmos valores e comportamento durante a queima do combustível, considerando as fontes externas de fusão e evaporação. Os valores de queima ao longo do tempo são significativamente menores no núcleo produtor do que nos núcleos interno e externo, devido a menor quantidade de actinídeos maiores e menores do que nos núcleos interno e externo, diminuindo as taxas de transmutação por reações de fissão. No entanto, os valores de queima do núcleo interno são o dobro dos valores do núcleo externo para ambas as fontes.

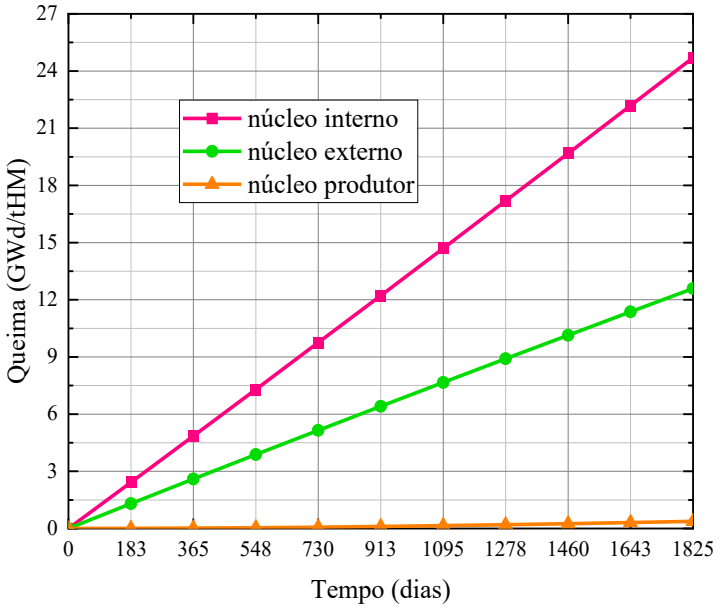


Figura 22. Queima no SSFR com a fonte externa de evaporação.

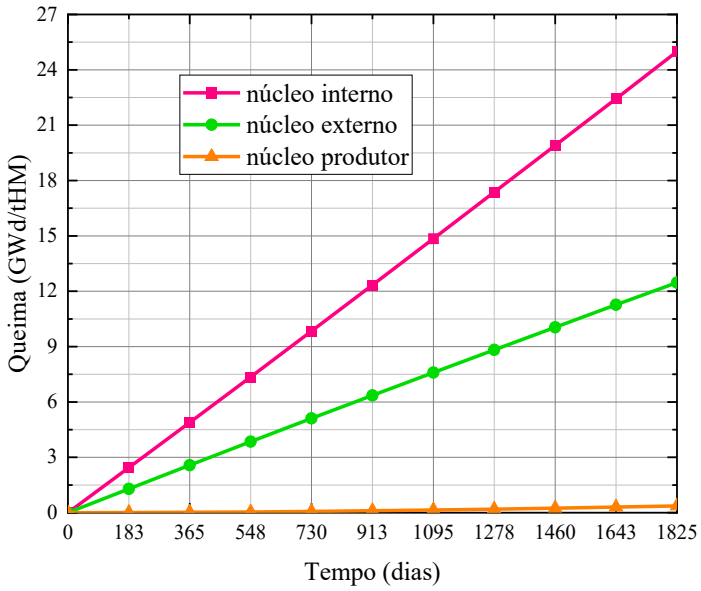


Figura 23. Queima no SSFR com a fonte externa de fusão.

A Figura 24 apresenta a atividade total do combustível, em curie (Ci) durante a queima para cada fonte externa de nêutrons no SSFR. Os valores de atividade permaneceram muito semelhantes ao longo do tempo tanto para a fonte externa de fusão quanto para a fonte externa de evaporação, devido a composição inicial do combustível ter sido a mesma em ambas as simulações. A atividade teve grande diminuição no primeiro ano de queima de combustível e permaneceu aproximadamente constante durante o restante da queima devido aos nuclídeos atingirem o equilíbrio secular após este período, o que poderia indicar uma diminuição de tempo de queima no SSFR.

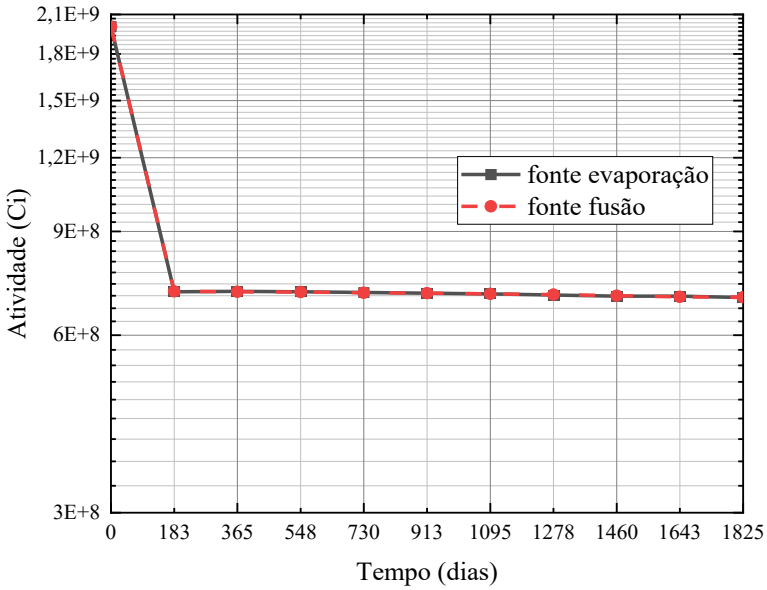


Figura 24. Atividade no SSFR para as diferentes fontes externas no SSFR.

A Figura 25-a e a Figura 25-b mostram a atividade referente às regiões do núcleo interno e externo, respectivamente, para uma análise mais aprofundada. O núcleo externo apresentou valores de atividade maiores que o núcleo interno devido a sua distância da fonte externa de nêutrons, o que diminui a transmutação em combustível por reações de fissão pelo espectro de nêutrons menos endurecido do que no núcleo interno. Além disso, o volume do núcleo externo é maior que o do núcleo interno, o que aumenta a atividade devido à grande quantidade de material combustível.

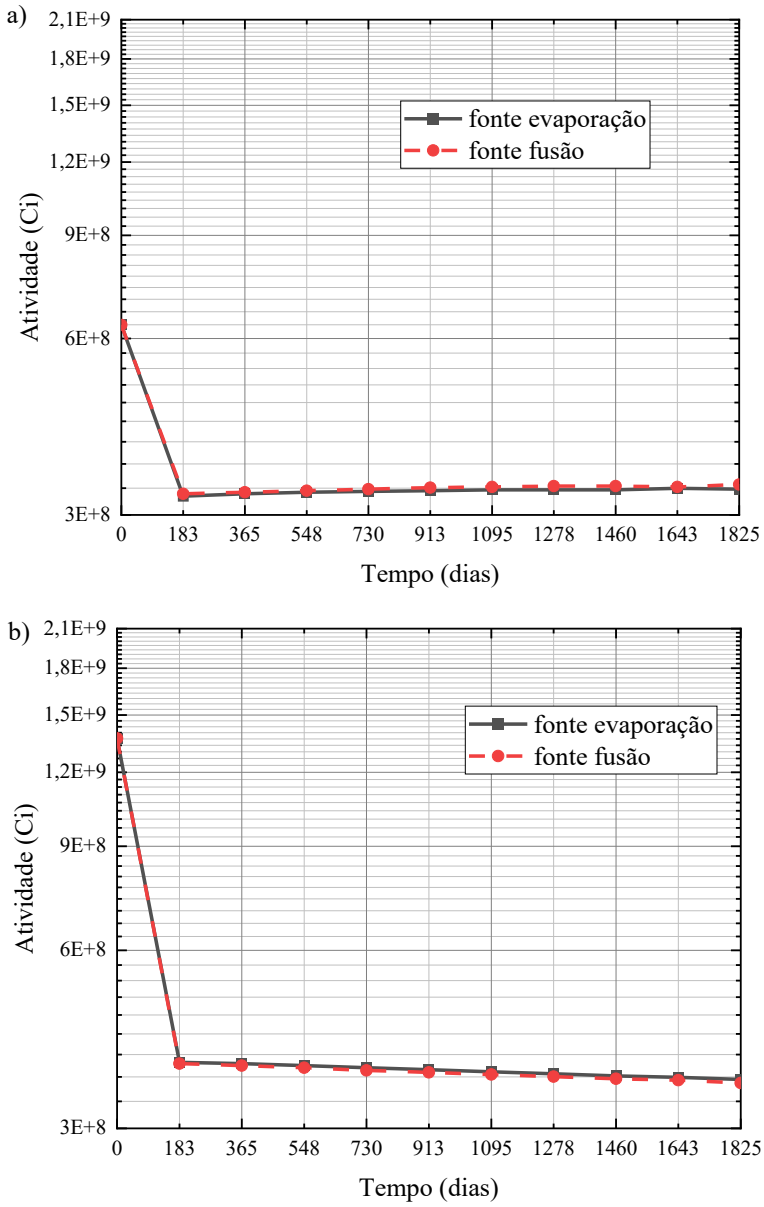


Figura 25. Atividade no SSFR sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo.

Considerando o núcleo produtor, os níveis de atividade aumentaram ao longo do tempo, como mostra a Figura 26, devido ao aparecimento de actinídeos principalmente U-233, conforme apresentado posteriormente neste trabalho. No entanto, a atividade foi bem menor do que nos núcleos interno e externo, na ordem de 10^4 vezes, representando menor influência nos valores de atividade durante a queima de combustível no SSFR.

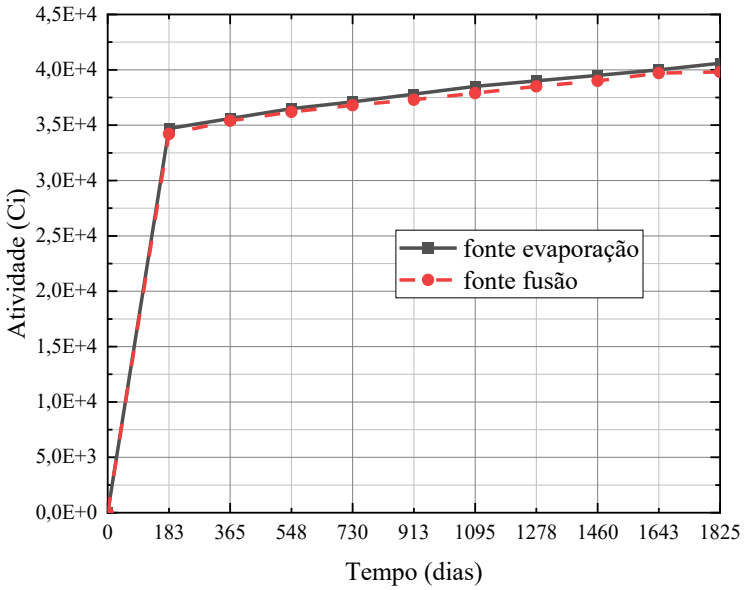


Figura 26. Atividade no SSFR sobre o núcleo produtor.

A Figura 27 mostra a produção de U-233 sobre o núcleo após a queima do final combustível. Houve uma formação significativa de U-233 devido à captura radioativa no Th-232, como mostrado anteriormente nas Figura 20, com valores semelhantes para ambas as fontes externas de evaporação e de fusão no SSFR. O acúmulo de U-233 foi maior no núcleo externo do que em outras regiões do núcleo devido ao alto fluxo de nêutrons epitérmicos no núcleo externo, como mostrado anteriormente na Figura 19, o que aumenta a reação de captura de nêutrons no tório [51]. A produção de U-233 ultrapassou 200 kg para cada caso, que poderia ser utilizada para geração de energia em reatores convencionais como os LWRs.

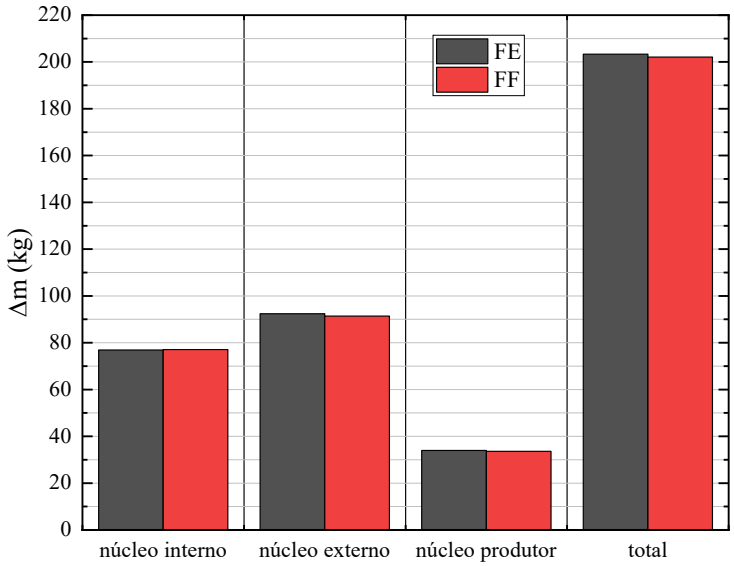


Figura 27. Crescimento de U-233 em cada região do núcleo após a queima do combustível no SSFR.

A Figura 28 apresenta a variação da massa dos actinídeos menores - Neptúnio (Np), Amerício (Am) e Cúrio (Cm) - para diferentes fontes externas nos núcleos interno (Figura 28-a) e externo (Figura 28-b). O núcleo produtor não foi incluído porque a variação de massa dos actinídeos menores foi insignificante, da ordem de 10^{-7} kg, em comparação com os núcleos interno e externo. Os valores positivos representam crescimento e os valores negativos representam uma diminuição dos isótopos após a simulação de queima de combustível. Como mostrado na Figura 28-a, quase não houve variação de massa do Cm no núcleo interno, onde também houve uma diminuição de Np após a queima do combustível. Além disso, as diminuições na quantidades de Cm e Np foram maiores no núcleo externo do que no núcleo interno, como mostrado na Figura 28-b, devido às pequenas diferenças no fluxo de nêutrons nas diferentes regiões do núcleo do SSFR. No entanto, os actinídeos menores aumentaram substancialmente após a queima do combustível devido ao aumento da quantidade de Am, principalmente no núcleo externo.

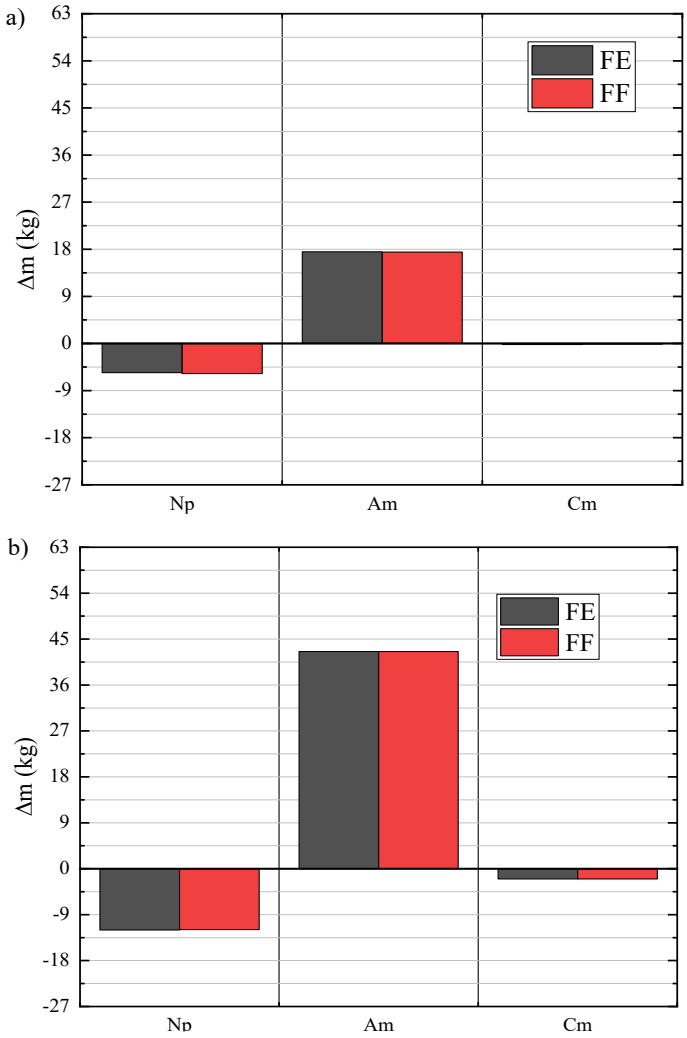


Figura 28. Variação de massa dos actinídeos menores após a queima do combustível sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo.

A variação de massa total de actinídeos menores no SSFR após a simulação de queima do combustível é mostrada na Figura 29. A principal diferença entre eles é para Am, o que pode indicar uma captura radioativa nos isótopos de plutônio (Pu), sendo transmutado em Am, especialmente Am-241, ao invés de ocorrerem reações de fissão, como mostrado mais adiante neste trabalho.

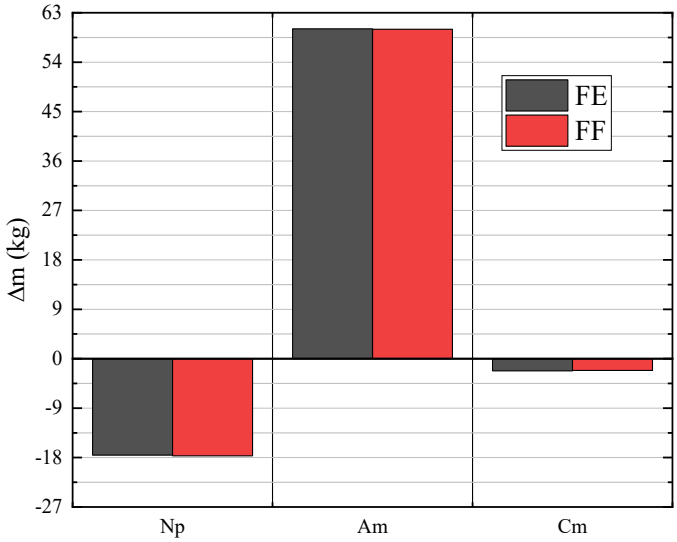


Figura 29. Variação de massa total dos actinídeos menores após a queima do combustível no SSFR.

Para esclarecer os resultados acima, as Figuras 30, 31 e 32 apresentam a variação de massa para cada isótopo de Np, Am e Cm, respectivamente, no SSFR para as duas fontes externas de nêutrons. A Figura 30 mostra que todos os isótopos de Np tiveram uma diminuição em suas quantidades, principalmente para o Np-237, onde o sistema com a fonte externa de fusão teve uma depleção um pouco maior do que o sistema com a fonte de evaporação. O Np-239 teve certa influência na diminuição de Np. Além disso, a diminuição de Np-238 foi bastante baixa para ambas as análises.

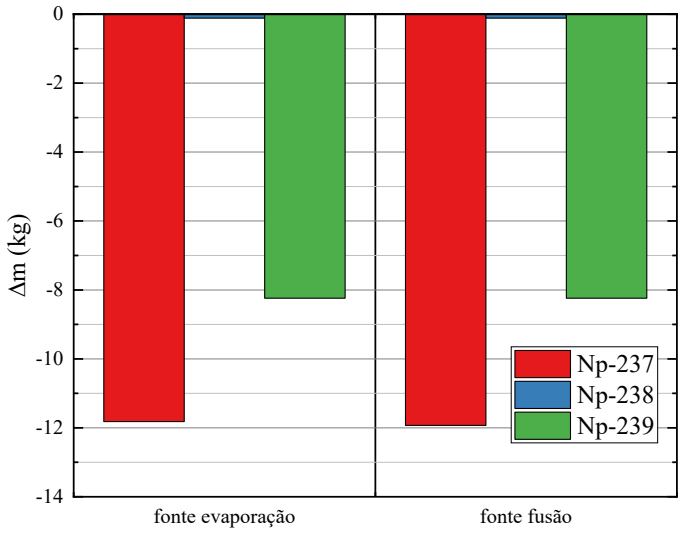


Figura 30. Variação de massa dos isótopos de Neptúnio após a queima do combustível no SSFR.

Além disso, a maior variação de massa de actinídeo menores foi para o Am, onde o Am-241 teve valores muito maiores que os crescimentos de Am-242 e Am-243 juntos, conforme mostrado na Figura 31. O Am-241 teve quase 60 kg de crescimento após a simulação de queima combustível, que representa parte dos decaimentos de Pu em Am por captura radioativa. Houve valores semelhantes de crescimento de Am-241 em relação às fontes externas de nêutrons de evaporação e fusão no SSFR, o que mostra que a escolha da fonte externa teve pouca influência no crescimento de Am no sistema.

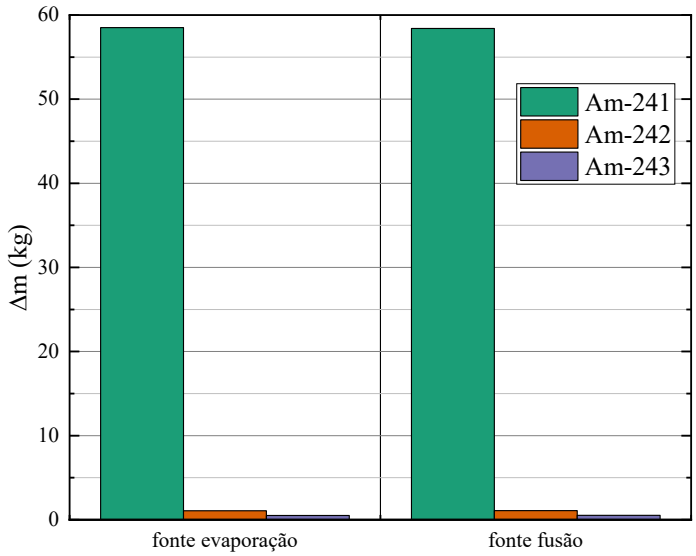


Figura 31. Variação de massa dos isótopos de Amerício após a queima do combustível no SSFR.

A Figura 32 apresenta a variação de massa dos isótopos de Cm após a simulação de queima de combustível. Com relação aos actinídeos menores, os isótopos Cm tiveram a menor variação de massa no SSFR para ambas fontes externas de nêutrons. Quanto à fonte externa, não houve diferenças nos valores entre elas. Em ambas as análises, apenas o Cm-242 apresentou uma diminuição de massa, onde também apresentou a maior variação de massa entre os isótopos de Cm - quase 4 kg de diminuição de massa. O segundo isótopo que mais impactou na quantidade de Cm após a queima do combustível foi o Cm-244, que teve mais de 1 kg de crescimento em sua quantidade.

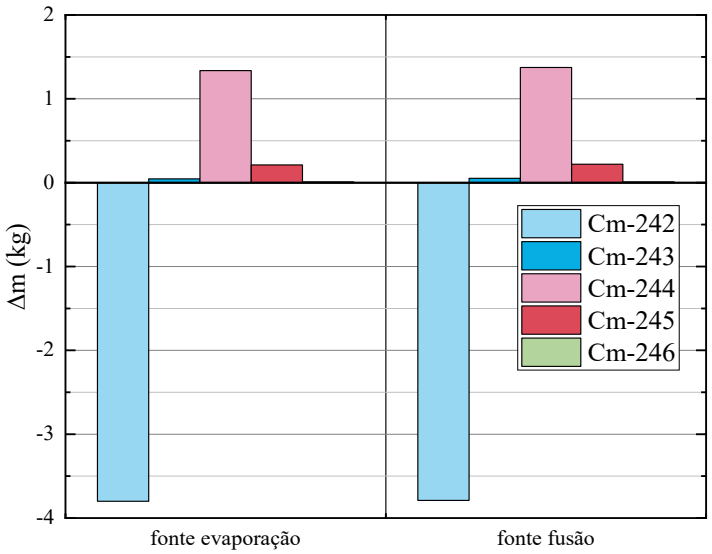


Figura 32. Variação de massa dos isótopos de Cúrio após a queima do combustível no SSFR.

A Tabela 14 mostra que a diminuição total de plutônio e o crescimento total de urânio, considerando todo o núcleo, foi bastante semelhante para as fontes externas de fusão e evaporação. Apesar do crescimento total de urânio ser muito semelhante entre as fontes externas de nêutrons de fusão e evaporação, a fonte de evaporação apresenta uma quantidade de crescimento de urânio e de diminuição de plutônio ligeiramente maior que a fonte externa.

Tabela 14. Variação de massa total dos actinídeos maiores após a queima do combustível no SSFR.

Fonte externa	**Δm (kg)**	
	U	**Pu**
Evaporação	202,32	-214,92
Fusão	202,10	-214,81

Fazendo uma análise mais detalhada, a Figura 33 apresenta o aumento de U-233 após a simulação de queima de combustível no SSFR. O aumento total de U se deve principalmente ao U-233, que teve uma quantidade muito maior de variação de massa do que os outros isótopos de urânio analisados, devido às maiores porcentagens em massa de Th-232 no combustível, logo maior absorção de nêutrons pelo Th-232 e, consequentemente, maior formação de U-233. Apesar da relação captura-fissão ser maior no núcleo interno no SSFR com a fonte de fusão, o

aumento da quantidade de U-233 foi maior no SSFR utilizando a fonte de evaporação do que com a fonte de fusão, o que pode indicar maiores induções de fissão no Th-232 no SSFR com a fonte externa de fusão do que com a fonte externa de evaporação.

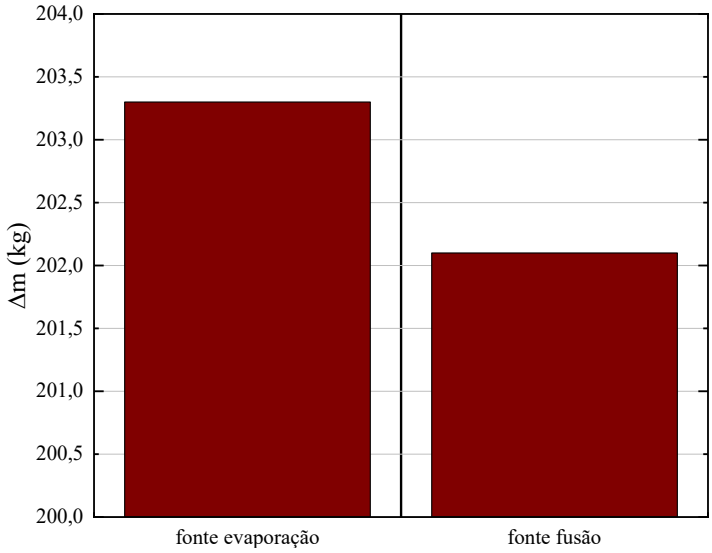


Figura 33. Crescimento de U-233 após a queima do combustível no SSFR.

A Figura 34 mostra a variação de massa dos demais isótopos de urânio após a simulação de queima de combustível no SSFR. Dentre eles, o U-232 apresentou o maior crescimento, cujos valores foram ligeiramente superiores para a fonte de fusão do que para a fonte de evaporação. Por outro lado, o U-238 apresentou a maior diminuição entre eles, onde os valores foram semelhantes para os casos analisados, superando o aumento da quantidade de U-232.

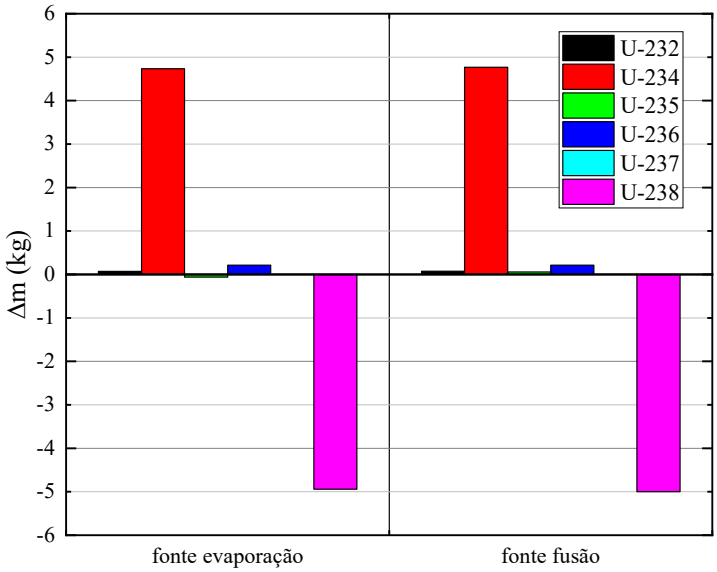


Figura 34. Variação de massa dos isótopos de urânio após a queima do combustível no SSFR.

Além disso, considerando os isótopos de plutônio, o Pu-239 e o Pu-241 tiveram maior influência na diminuição total de Pu, já que também os demais isótopos de Pu considerados tiveram uma variação de massa positiva, conforme mostra a Figura 35. Sobre a fonte externa de nêutrons, a variação de massa dos isótopos de Pu foi bastante semelhante para a fonte de evaporação e a fonte de fusão após a simulação de queima de combustível.

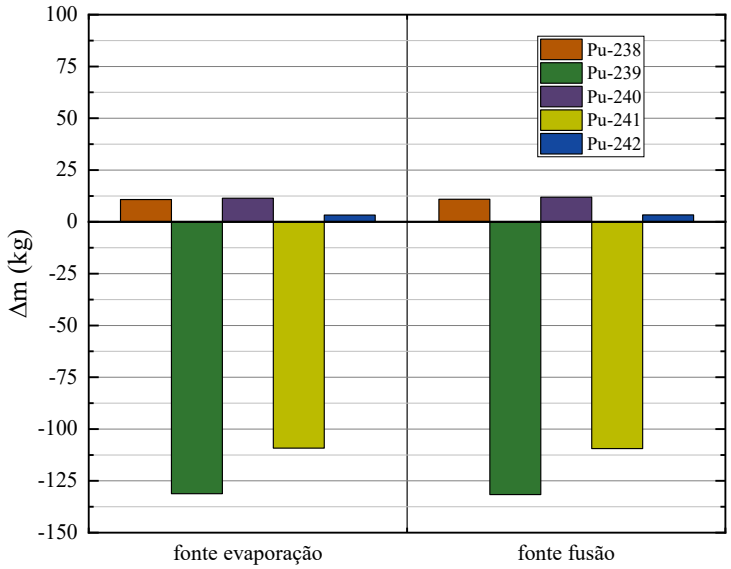


Figura 35. Variação de massa dos isótopos de plutônio após a queima do combustível no SSFR.

Em relação aos níveis de radiotoxicidade, a Figura 36 mostra a radiotoxicidade por ingestão para as distintas fontes externas no SSFR. Os níveis de radiotoxicidade por ingestão (elementos sólidos) permaneceram semelhantes para as fontes externa de fusão e de evaporação durante a simulação de queima de combustível, o que pode indicar uma quantidade semelhante de actinídeos para ambas as fontes externas no SSFR. Os níveis de radiotoxicidade por ingestão diminuem até a metade da queima do combustível e depois aumentam devido à produção de amerício.

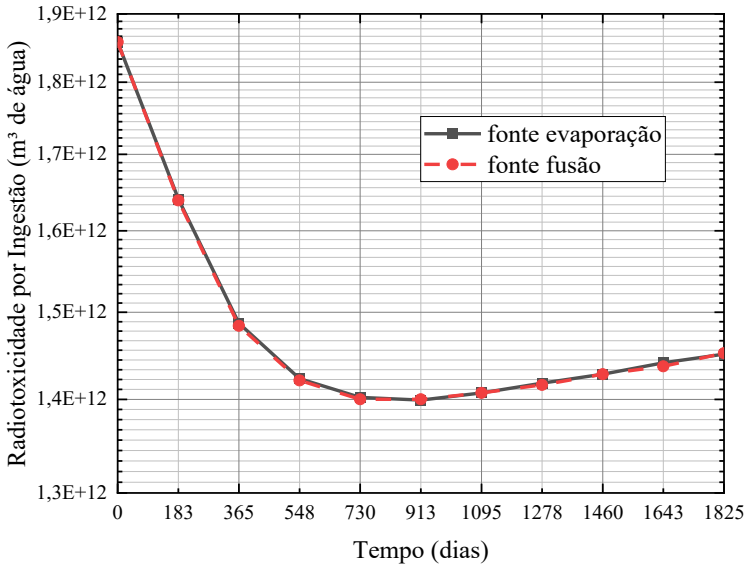


Figura 36. Radiotoxicidade total por ingestão para as diferentes fontes externas durante a queima do combustível no SSFR.

Os níveis de radiotoxicidade por inalação para as fontes externas no SSFR foram maiores que os níveis de toxicidade por ingestão, conforme mostrado na Figura 37. Os níveis de radiotoxicidade por inalação (elementos gasosos) para a fonte externa de fusão foram maiores do que para a fonte externa de evaporação ao longo do tempo, o que pode indicar maiores quantidade de produtos de fissão sendo formados no SSFR com a fonte externa de fusão - já que em grande maioria os produtos de fissão estão no estado gasoso - como mostrado posteriormente na sequência deste trabalho.

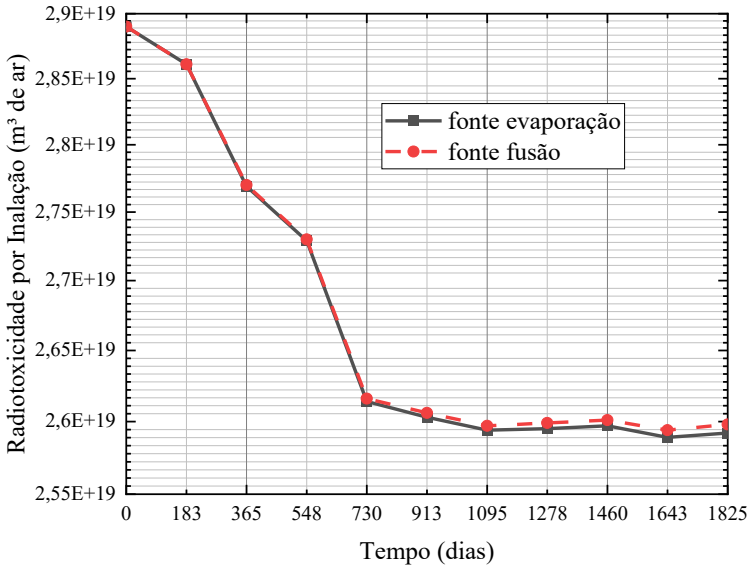


Figura 37. Radiotoxicidade total por inalação para as diferentes fontes externas no SSFR.

O aumento da quantidade de produtos de fissão no SSFR para cada fonte externa de nêutrons após a simulação de queima de combustível é mostrado na Tabela 15. Os produtos de fissão considerados na simulação de queima de combustível foram Kr, Sr, Y, Zr, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Te, I, Xe, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Pm, Nd, Sm, Eu e Gd. Por um lado, o sistema com a fonte de fusão teve uma maior aumento da quantidade de produtos de fissão na região do núcleo produtor e principalmente no núcleo interno do que o sistema com a fonte de evaporação devido ao espectro de nêutrons mais endurecido da fonte de fusão no SSFR. Por outro lado, o sistema com a fonte externa de fusão apresentou menor aumento na quantidade de produtos de fissão no núcleo externo do que o sistema com a fonte externa de evaporação.

No geral, a fonte de fusão no SSFR mostrou um aumento um pouco maior na quantidade de produtos de fissão do o sistema com a fonte de evaporação, principalmente no núcleo interno, o que indica maiores reações de fissão no combustível devido ao espectro de nêutrons mais endurecido pela fonte de fusão. No entanto, isso também aumenta a absorção de nêutrons pelos produtos da fissão, o que pode ser comprovado pelos valores de k_{eff} um pouco maiores para o sistema com a fonte externa de evaporação do que com a fonte externa de fusão no sistema.

Tabela 15. Variação de massa dos produtos de fissão após a queima de combustível no SSFR.

	Δm (kg)	
	Fonte evaporação	**Fonte fusão**
Núcleo interno	32,630	33,236
Núcleo externo	38,819	38,273
Núcleo produtor	0,58094	0,58095
Total	72,030	72,090

A Tabela 16 mostra a variação de massa de elementos transurânicos pela transmutação por reações de fissão nos sistemas analisados após as simulações de queima do combustível. O núcleo produtor não foi incluído nas variações de massa devido aos valores serem insignificantes (ordem de 10^{-7} kg). O sistema com a fonte de fusão apresentou valores de transmutação ligeiramente maiores no núcleo interno do que o sistema com a fonte de evaporação, devido ao espectro de nêutrons mais endurecido da fonte externa de fusão. Considerando os núcleos externo e produtor, a fonte externa de evaporação teve maiores valores de transmutação do que a fonte externa de fusão devido à menor taxa de captura-fissão durante a queima de combustível no sistema com a fonte de evaporação do que com a fonte de fusão.

Tabela 16. Variação de massa de elementos transurânicos após a queima de combustível no SSFR.

	Δm (kg)	
	Fonte evaporação	**Fonte fusão**
Núcleo Interno	-81,598	-82,484
Núcleo Externo	-95,618	-94,747
Total	-177,22	-177,23

Finalmente, se forem considerados todos os actinídeos analisados, que incluem tório, urânio e protactínio (Pa) na análise, a transmutação por reações de fissão aumenta após a simulação de queima do combustível, porém sendo levemente distintas entre eles conforme mostrado na Tabela 17. Mais uma vez, a fonte externa de fusão no sistema apresentou maiores valores de transmutação do que o sistema com a fonte externa de evaporação em relação ao núcleo interno. Todavia, o sistema com a fonte de evaporação teve maior transmutação do que o sistema com a fonte de fusão considerando o núcleo externo. Além disso, o SSFR com fonte externa de fusão apresentou valores de transmutação ligeiramente maiores do que o sistema com a fonte externa de evaporação, embora alguns parâmetros neutrônicos, como razão fissão-captura e criticidade, sejam menores para o SSFR com a fonte de fusão do que com fonte a

fonte de evaporação, especialmente no núcleo produtor. Como resultado, o fluxo de nêutrons mais endurecido da fonte externa de nêutrons de fusão no sistema aumenta a probabilidade de induzir reações de fissão em actinídeos no SSFR principalmente nos núcleos internos e produtores.

Tabela 17. Variação de massa de actinídeos após a queima de combustível no SSFR.

	Δm (kg)	
	Fonte evaporação	**Fonte fusão**
Núcleo Interno	-97,381	-98,250
Núcleo Externo	-106,74	-105,92
Núcleo Produtor	-1,9271	-2,1491
Total	-206,05	-206,32

4.4. Conclusão

O estudo analisou a queima de combustível em um reator rápido subcrítico de pequeno porte (SSFR) usando diferentes fontes externas de nêutrons, como a fonte de nêutrons de evaporação e a fonte de nêutrons de fusão. Os resultados mostraram que ambas as fontes apresentaram valores de queima elevados, especialmente nos núcleos interno e externo, com a fonte de fusão proporcionando uma queima mais eficiente no núcleo interno devido ao seu espectro de nêutrons mais endurecido. A produção de U-233 foi significativa em ambos os casos, com mais de 200 kg produzidos, o que é útil para reatores convencionais. Além disso, a fonte de fusão mostrou maior eficácia na transmutação por reações de fissão, particularmente no núcleo interno, enquanto a fonte de evaporação foi mais eficaz no núcleo externo.

Em conclusão, o reator rápido subcrítico modelado com a fonte externa de fusão se destacou como uma alternativa promissora para a transmutação de actinídeos, demonstrando alta eficiência na indução de reações de fissão e na redução da radiotoxicidade do combustível nuclear. Apesar dos valores de criticalidade terem sido um pouco mais baixos em comparação com a fonte de evaporação, o reator com fonte de fusão pode estender o período de queima devido ao maior fluxo de nêutrons. Portanto, a fonte de fusão é indicada como uma opção favorável para o SSFR, contribuindo significativamente para o gerenciamento de resíduos nucleares de alto nível, uma questão crítica na indústria nuclear atual.

5. ANÁLISE DA INFLUÊNCIA DA MODELAGEM E DO USO DE DIFERENTES COMBUSTÍVEIS NO SSFR

Os próximos passos do projeto, apresentados nesta seção, foram analisar o reator rápido subcrítico com a fonte externa de fusão, comparando agora o sistema semi-heterogêneo já analisado com o sistema modelado de maneira heterogênea para analisar as flutuações dos parâmetros neutrônicos do sistema modelado das duas maneiras, como novamente representados pelas Figuras 38 e 39. Além disso, também será analisado e comparado nestes sistema o uso não só de combustível reprocessado por GANEX diluído em tório, mas também de combustível reprocessado GANEX diluído em urânio empobrecido, avaliando qual tipo de combustível no sistema aumenta os parâmetros de transmutação de actinídeos e elementos transurânicos.

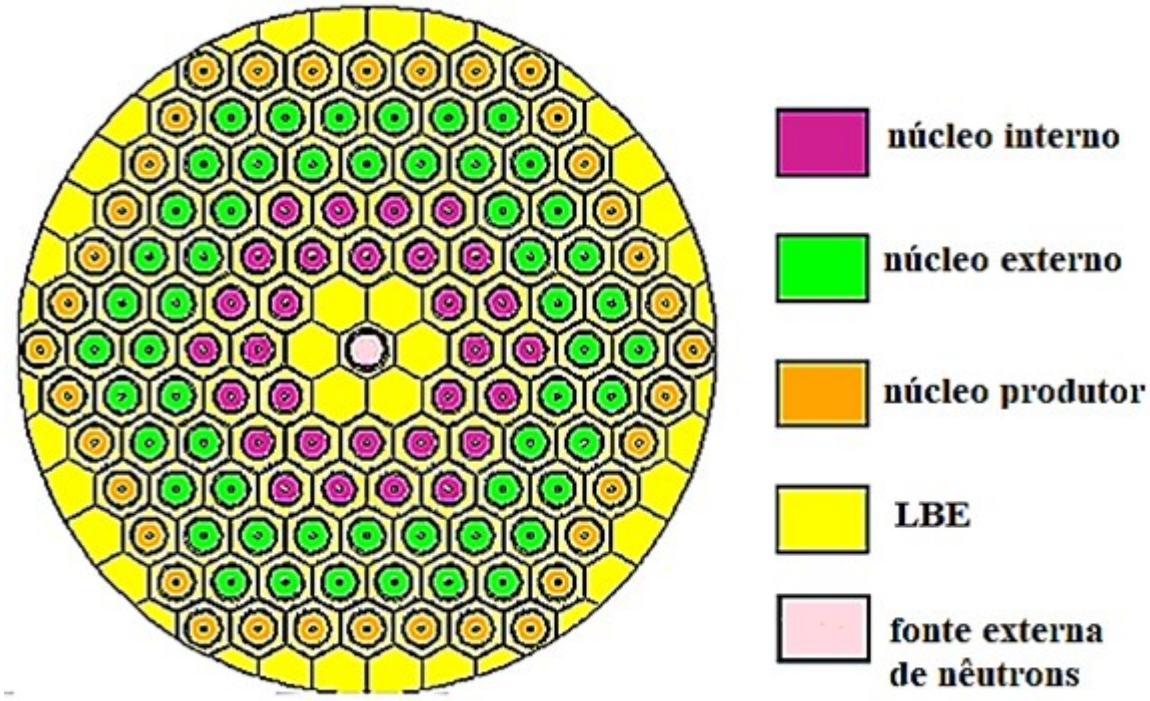


Figura 38. Sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogêneo.

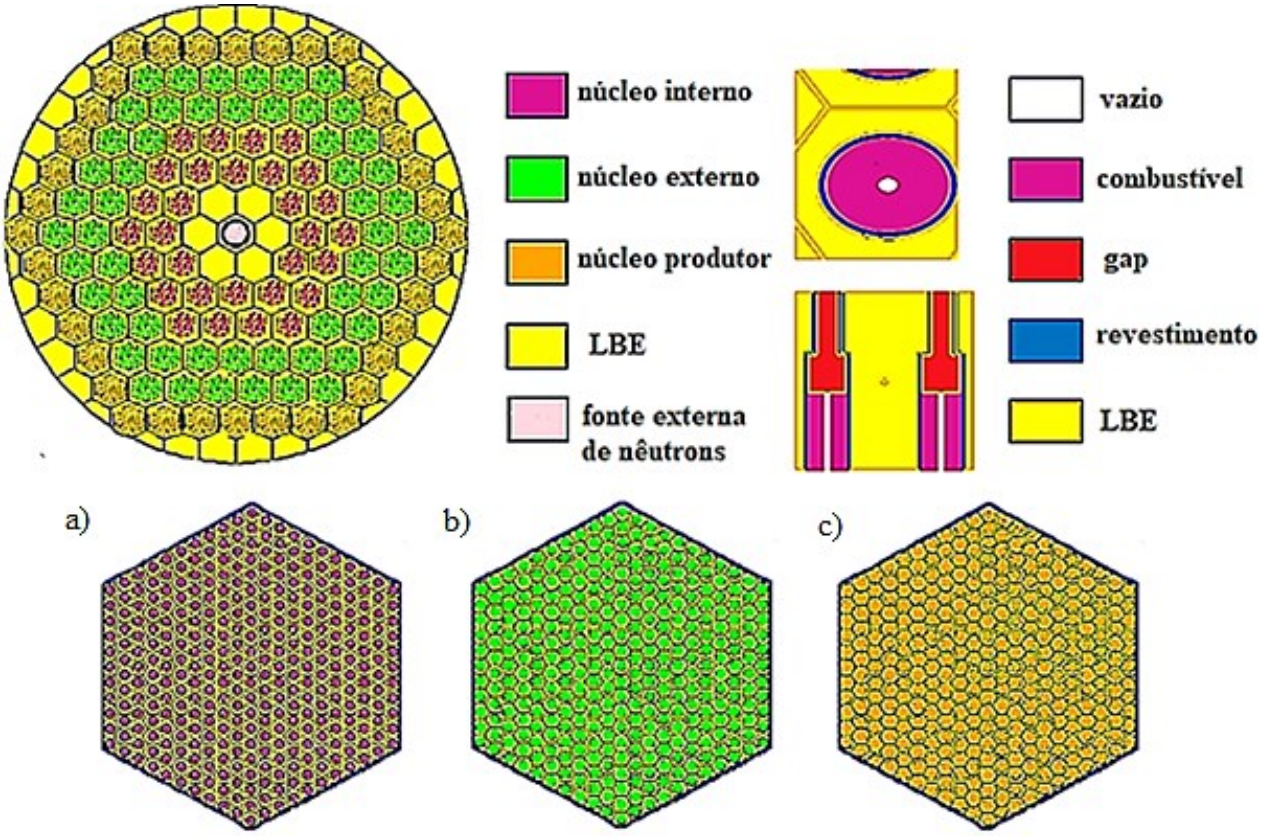


Figura 39. Sistema SSFR modelado de maneira heterogêneo. Elementos combustíveis nos núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

5.1. Combustíveis Nucleares Utilizados

Para as análises dos diferentes composições de combustível entre os sistemas semi-heterogêneo e heterogêneo do SSFR, foi utilizado foi o combustível reprocessado por GANEX diluído em tório (Th) comparado com o combustível reprocessado GANEX diluído em urânio empobrecido - *Depleted Uranium* (DU). Como o combustível reprocessado por GANEX diluído em Th já foi analisado no SSFR, aumentou-se a quantidade de material físsil na composição do combustível de modo à aumentar os valores dos fatores de multiplicação efetivo para mais próximos de 0,98, sendo o percentual de material físsil no combustível reprocessado por GANEX diluído em tório foi aumentado 11,25% para 11,5%, conforme mostrado na Tabela 18.

Tabela 18. Composição do combustível: GANEX diluído em ThO2.

Isotopo	**wt%**	**Isotopo**	**wt%**	**Isotopo**	**wt%**
Th-232	7,10033E+01	Np-239	7,41206E-02	Cm-242	4,07159E-02
U-233	3,27904E-09	Pu-238	2,91887E-01	Cm-244	4,66767E-02
U-234	2,45016E-04	Pu-239	7,64332E+00	Cm-245	1,62422E-03
U-235	1,27516E-02	Pu-240	2,61295E+00	O-16	1,20617E+01
U-236	6,51845E-03	Pu-241	2,45683E+00	Nd-143	1,95007E-01
U-237	9,28717E-06	Pu-242	9,28489E-01	Sm-150	3,91059E-02
U-238	1,55013E+00	Am-241	1,30758E-01	Eu-153	8,31568E-03
Np-237	7,16514E-01	$Am\text{-}242^{m}$	2,40637E-04		
Np-238	1,17391E-03	Am-243	1,77561E-01		

A utilização de urânio empobrecido (subproduto de usinas de enriquecimento de urânio) como combustível reprocessado em reatores rápidos oferece uma maneira promissora de aproveitar esse recurso abundante e de baixo custo, ao mesmo tempo em que contribui para a redução do volume e da radiotoxicidade dos resíduos nucleares [52]. No caso do combustível reprocessado por GANEX diluído em DU, após testes de criticalidade realizados para se alcançar valores mais próximos de $k_{eff} \cong 0,98$, obteve-se uma porcentagem em massa de material físsil de 8,75%, conforme mostrado na Tabela 19. Neste trabalho a porcentagem de material físsil proveniente do urânio empobrecido considerada foi de 0,2 % [49].

Tabela 19. Composição do combustível: GANEX diluído em DU.

Isotopo	wt%	Isotopo	wt%	Isotopo	wt%
U-233	2,45194E-09	Np-239	5,54246E-02	Am-243	1,32773E-01
U-234	1,83214E-04	Pu-238	2,18262E-01	Cm-242	3,04459E-02
U-235	1,60506E-01	Pu-239	5,71538E+00	Cm-244	3,49031E-02
U-236	4,87425E-03	Pu-240	1,95387E+00	Cm-245	1,21453E-03
U-237	6,94459E-06	Pu-241	1,83713E+00	O-16	1,185126E+01
U-238	7,64935E+01	Pu-242	6,94289E-01	Nd-143	1,45819E-01
Np-237	5,35782E-01	Am-241	9,77758E-02	Sm-150	2,92419E-02
Np-238	8,77809E-04	$Am-242^m$	1,7994E-04	Eu-153	6,21815E-03

Entretanto, ambas as porcentagens de material físsil para o combustível reprocessado por GANEX diluído em Th e DU foram consideradas para o sistema semi-heterogêneo, de modo que as mesmas composições de cada combustível fossem utilizadas nos sistemas modelados. Os casos analisados foram nomeados com o prefixo “SH” para as configurações no sistema semi-heterogêneas e com o prefixo “H” para as configurações no sistema heterogêneo. Portanto, para o SSFR modelado de maneira semi-heterogênea e com combustível reprocessado por GANEX diluído em Th, usou-se a abreviação ‘SHTh’; para o SSFR modelado de maneira semi-heterogênea e com combustível reprocessado por GANEX diluído em DU, usou-se a abreviação ‘SHU’. De maneira similar, para o SSFR modelado de maneira heterogênea e com combustível reprocessado por GANEX diluído em Th, usou-se a abreviação ‘HTh’; para o SSFR modelado de maneira heterogênea e com combustível reprocessado por GANEX diluído em DU, usou-se a abreviação ‘HU’.

5.2. Análise do SSFR à Potência Zero e à Plena Potência

Os resultados das análises dos sistemas semi-heterogêneo e heterogêneo com diferentes composições de combustível à potência zero, ou seja, o sistema com o combustível à temperatura ambiente (reator não operante), quanto para à plena potência, ou seja, com o reator operando com o combustível à temperatura normal de trabalho, que, nos casos analisados, foi de 1200 K, se encontra neste capítulo. A Tabela 20 traz os valores do k_{eff} para os dois sistemas

com diferentes composições de combustível à potência zero. É visível que os valores de k_{eff} são maiores para o sistema semi-heterogêneo do que para o sistema heterogêneo devido à maior probabilidade do nêutron de ser absorvido pelo combustível, já que o raio da vareta é bem maior do que no sistema modelado de maneira heterogêneo. Comparando o tipo de combustível, o SHTh apresentou um valor de k_{eff} maior do que o SHU, o que pode indicar maiores reações de fissão no combustível com tório do que com DU no sistema semi-heterogêneo. Para o sistema heterogêneo, o valor de k_{eff} para o HTh foi bem maior do que para o HU, indicando uma maior reação de fissão no combustível diluído em tório do que em DU, para o combustível à temperatura ambiente. Além disso, a diferença entre os valores de k_{eff} para os diferentes combustíveis são maiores do que no sistema semi-heterogêneo.

Tabela 20. Valores de k_{eff} no SSFR à potência zero.

Sistema	**k_{eff}**	**Diferença absoluta (pcm)**			
		SHTh-SHU	**HTh-HU**	**SHTh-HTh**	**SHU-HU**
SHTh	0,98676 ± 0,00011	180	196,9	284,7	463,6
SHU	0,98496 ± 0,00011				
HTh	0,95829 ± 0,00010				
HU	0,93860 ± 0,00010				

Por outro lado, na temperatura de trabalho do combustível, onde o sistema se encontra à plena potência, os valores de k_{eff} diminuíram nos dois sistemas, como mostrado na Tabela 21. Entretanto, houve uma menor diferença entre os valores de k_{eff} entre os combustíveis e entre os sistemas. Para o sistema modelado de maneira heterogênea, o HTh apresentou ainda maior do que o HU. Todavia, houve uma inversão no sistema semi-heterogêneo, onde o SHU apresentou valor ligeiramente maior de k_{eff} do que o SHTh, indicando agora maior probabilidade de reações de fissão no combustível diluído em DU do que diluído de tório na temperatura de trabalho do combustível nos sistemas analisados.

Tabela 21. Valores de k_{eff} no SSFR à plena potência.

Sistema	**k_{eff}**	**Diferença absoluta (pcm)**			
		SHU-SHTh	**HTh-HU**	**SHTh-HTh**	**SHU-HU**
SHTh	0,98107 ± 0,00011	60	185	264,3	455,3
SHU	0,98167 ± 0,00011				
HTh	0,95464 ± 0,00010				
HU	0,93614 ± 0,00010				

A Tabela 22 e a Tabela 23 mostram alguns parâmetros neutrônicos à potência zero e à plena potência, respectivamente, para os sistemas semi-heterogêneo e heterogêneo, utilizando diferentes combustíveis. Os valores de ν foram maiores para o combustível GANEX diluído em tório do que para o combustível diluído em DU. Além do mais, eles permanecem constantes através da mudança do reator à potência zero para o reator à plena potência, independentemente do sistema e/ou tipo de combustível. Quanto ao sistema, os valores de ν foram pouco menores no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo.

Os valores de η para o sistema semi-heterogêneo também foram maiores do que no sistema heterogêneo, o que pode indicar uma maior economia de nêutrons no sistema semi-heterogêneo. Entretanto, considerando somente as células do sistema com fissão, houve uma menor diferença entre os valores de η entre os diferentes combustíveis no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo. Além disso, houve uma redução no valor de η para o HU à potência zero para a operação à plena potência, em comparação com os demais sistemas.

Os valores de *f* para o sistema semi-heterogêneo foram maiores do que no sistema heterogêneo, tanto para à potência zero quanto para à plena potência, aumentando a probabilidade de absorção de nêutrons no combustível no sistema semi-heterogêneo. Além disso, houve uma maior diferença entre os valores de *f* para os diferentes tipos de combustível no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo, principalmente para o combustível diluído em DU.

Os valores de ε aumentaram do sistema à potência zero para o sistema à plena potência, onde o ε foi maior tanto para o sistema semi-heterogêneo quando para o combustível diluído em tório em comparação com o sistema heterogêneo e o combustível diluído em DU. Quanto à letargia, o sistema heterogêneo apresentou menor letargia do que no sistema semi-heterogêneo, o que pode indicar um espectro de nêutrons mais endurecido no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo. Quanto ao tipo de combustível, o combustível reprocessado por GANEX diluído em tório apresentou menor valor de letargia do que o combustível reprocessado por GANEX diluído em DU.

A probabilidade de não-fuga P_{NL} dos sistemas semi-heterogêneos é maior do que dos sistemas heterogêneos devido à maior probabilidade de absorção de nêutrons no combustível (raio da vareta combustível maior). Além disso, o combustível diluído em tório apresentou valores ligeiramente maiores do que o combustível diluído em DU, para ambos os sistemas. Em relação à probabilidade de escape às ressonâncias *p*, ela é maior no sistema modelado de maneira heterogênea do que no sistema semi-heterogêneo. Isto é devido à menor probabilidade

de absorção de nêutrons no combustível no sistema heterogêneo, consequentemente, aumento a probabilidade de escape às ressonâncias no combustível. Além do mais, a *p* é maior para o combustível diluído em tório do que no combustível diluído em DU no sistema modelado de maneira semi-heterogênea. Todavia, isso inverte no sistema heterogêneo, onde o combustível diluído em DU apresentou maiores valore de *p*, mostrando as diferenças do tipo de modelagem do SSFR.

O SSFR modelado de maneira semi-heterogênea diminui o tempo de vida dos nêutrons prontos, devido ao maior raio da pastilha do combustível do que no sistema heterogêneo, o que aumenta a probabilidade de absorção do nêutron no combustível. Ademais, houve uma menor tempo de vida dos nêutrons prontos nos sistemas com combustível diluído em Th do que com combustível diluído em DU. Por outro lado, os valores da razão captura-fissão são maiores no sistema semi-heterogêneo do que no sistema heterogêneo, o que pode diminuir as reações de fissão no sistema semi-heterogêneo. Além do mais, os combustíveis diluídos em tório apresentaram menores razões σ_γ/σ_f, exceto para o caso SHU comparando entre os estados à potência zero e à plena potência.

Tabela 22. Parâmetros neutrônicos para ‘cold zero power’ no SSFR.

	SHTh	SHU	HTh	HU	Diferença absoluta			
					SHTh-SHU	HTh-HU	SHTh-HTh	SHU-HU
ν	2,944	2,921	2,940	2,916	2,3E-02	2,4E-02	4,0E-03	5,0E-03
η (todas as células com fissão)	1,1577	1,1782	1,1143	1,1116	2,05E-02	2,7E-03	4,34E-02	6,66E-02
η (todo o sistema)	0,9822	0,9713	0,9540	0,9447	9,0E-04	1,93E-02	2,82E-02	4,66E-02
f	0,97932	0,97848	0,96013	0,95564	8,4E-04	4,49E-03	1,919E-03	2,284E-02
ε	1,5306	1,5241	1,5211	1,5090	6,5E-03	1,21E-02	9,5E-03	1,51E-02
p	0,57481	0,56995	0,60257	0,60272	4,86E-03	-1,5E-04	-2,776E-02	-3,277E-02
P_{NL}	0,98924	0,98356	0,97723	0,97148	5,68E-03	5,75E-03	1,2E-02	1,2E-02
u	1,9700	2,3242	1,8761	2,2470	3,542E-01	3,709E-01	9,39E-02	7,72E-02
l	5,9460E-05	6,3643E-05	5,7732E-05	6,1391E-05	4,1830E-06	4,159E-06	1,728E-06	1,752E-06
β_{eff}	3,3465E-03	3,0224E-03	3,6056E-03	3,1216E-03	-3,241E-04	-4,840E-04	-2,591E-04	-9,92E-05
σ_γ/σ_f	246,47	259,07	166,81	184,46	1,250E+01	1,765E+01	7,966E+01	7,461E+01

Tabela 23. Parâmetros neutrônicos para ‘hot full power’ no SSFR.

	SHTh	SHU	HTh	HU	Diferença absoluta			
					SHTh-SHU	HTh-HU	SHTh-HTh	SHU-HU
ν	2,944	2,921	2,940	2,916	2,3E-02	2,4E-02	4,0E-03	5,0E-03
η (todas as células com fissão)	1,1496	1,1723	1,1091	1,1079	2,27E-02	1,2E-03	4,05E-02	6,44E-02
η (todo o sistema)	0,9867	0,9877	0,9602	0,9423	1,0E-03	1,79E-02	2,65E-02	4,54E-02
f	0,95491	0,95564	0,94383	0,93784	7,3E-04	5,99E-03	1,108E-02	1,78E-02
ε	1,5337	1,5259	1,5231	1,5103	7,8E-03	1,28E-02	1,06E-02	1,56E-02
p	0,59248	0,58617	0,61576	0,61599	6,31E-03	-2,3E-04	-2,328E-02	-2,982E-02
P_{NL}	0,98351	0,97967	0,97344	0,96845	3,84E-03	4,99E-03	1,0E-02	1,12E-02
u	1,9538	2,3142	1,8659	2,2404	3,604E-01	3,745E-01	8,79E-02	7,38E-02
l	5,8979E-05	6,3147E-05	5,7418E-05	6,1590E-05	4,186E-06	4,172E-06	1,561E-06	1,556E-06
β_{eff}	3,3236E-03	3,0037E-03	3,5819E-03	3,1108E-03	-3,199E-04	-4,711E-04	-2,583E-04	-1,071E-04
σ_γ/σ_f	250,49	249,14	169,16	185,95	1,35E+00	1,676E+01	8,133E+01	6,319E+01

A Tabela 24 apresenta os valores médios do coeficiente de temperatura de reatividade médio do combustível, obtidos através do código MCNP5, dos diferentes combustíveis nos distintos tipos de SSFR analisados. Todos os resultados apresentaram valores negativos de α_T, o que indica que uma inserção de reatividade positiva no sistema acarreta uma diminuição da temperatura do combustível, garantindo a segurança passiva do reator. O combustível diluído em Th apresentou menores valores (mais negativos) do que o combustível diluído em DU nos

sistemas analisados, principalmente no sistema semi-heterogêneo. No que tange ao mesmo tipo de combustível, o sistema semi-heterogêneo apresentou valores mais negativos de α_T do que no sistema heterogêneo, apresentando uma maior segurança no sistema comparando com a modelagem de maneira heterogênea. A diferença de valores entre eles é menor para o combustível diluído em DU, considerando os diferentes sistemas analisados. Em relação ao tipo de modelagem, houve uma menor diferença entre eles no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo, comparando os diferentes tipos de combustível. Ademais, houve uma maior diferença no combustível diluído em tório do que no combustível diluído em DU, comparando os diferentes tipos de modelagem.

Tabela 24. Coeficiente de temperatura de reatividade médio no SSFR.

Sistema	**α_T (pcm/K)**	**Diferença absoluta**			
		SHTh-SHU	**HTh-HU**	**SHTh-HTh**	**SHU-HU**
SHTh	-0,75546 ± 0,00011	-3,4081E-01	-1,4208E-01	-2,5936E-01	-6,0630E-02
SHU	-0,41465 ± 0,00011				
HTh	-0,49610 ± 0,00010				
HU	-0,35402 ± 0,00010				

A Figura 40 e a Figura 41 mostram o fluxo de nêutrons nos núcleos interno e externo, respectivamente, para o sistema a potência zero e à plena potência, para os diferentes combustíveis nos sistemas SSFR analisados. Considerando as regiões dos núcleos interno e externo, o fluxo de nêutrons é maior no sistema semi-heterogêneo tanto para a potência zero quanto à plena potência. Também teve-se uma maior diferença entre os tipos de combustível analisados no sistema semi-heterogêneo do que no sistema heterogêneo. No sistema semi-heterogêneo, houve um maior fluxo de nêutrons na região epitérmica de energia para SHU do que para o SHTh em ambas regiões e estados analisados e maior fluxo na região térmica de energia na região externa do núcleo no SSFR. Considerando o sistema heterogêneo, houve uma diferenciação no fluxo na região dos nêutrons rápidos, onde o HTh apresentou um fluxo ligeiramente maior do que o HU.

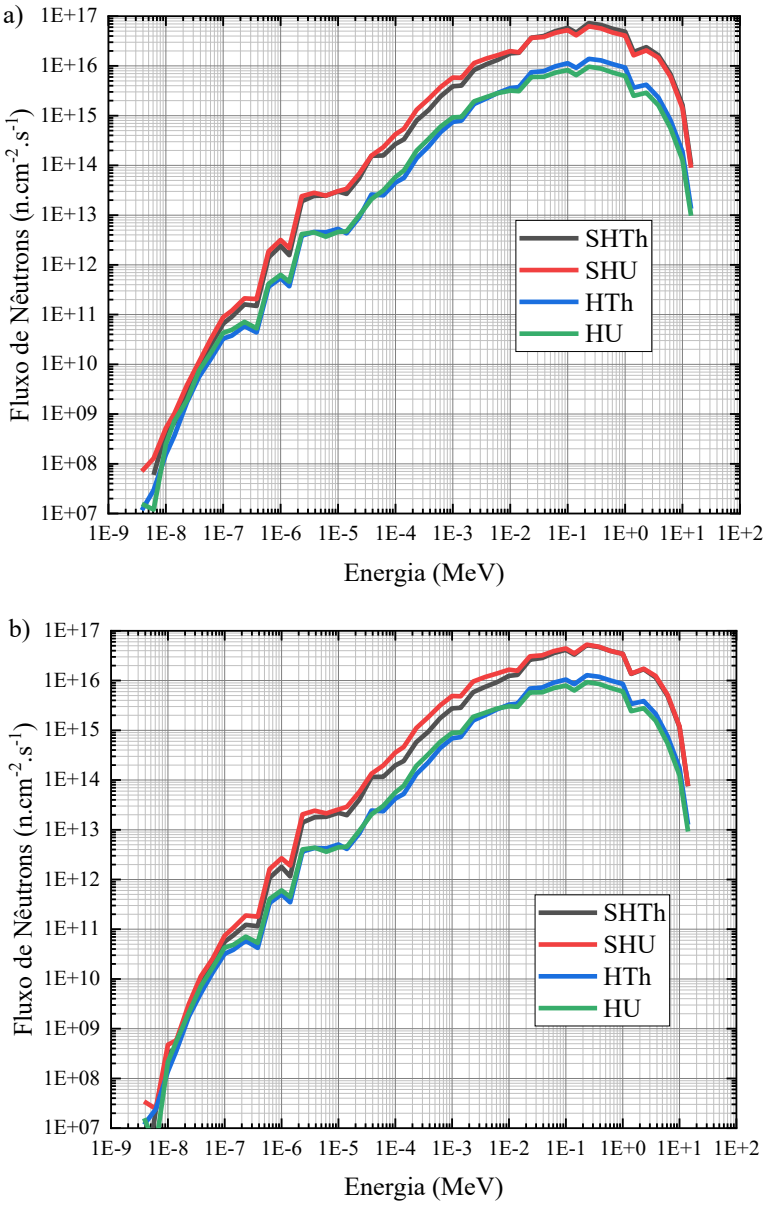


Figura 40. Fluxo de nêutrons no núcleo interno nos diferentes sistemas para: a) potência zero; b) plena potência.

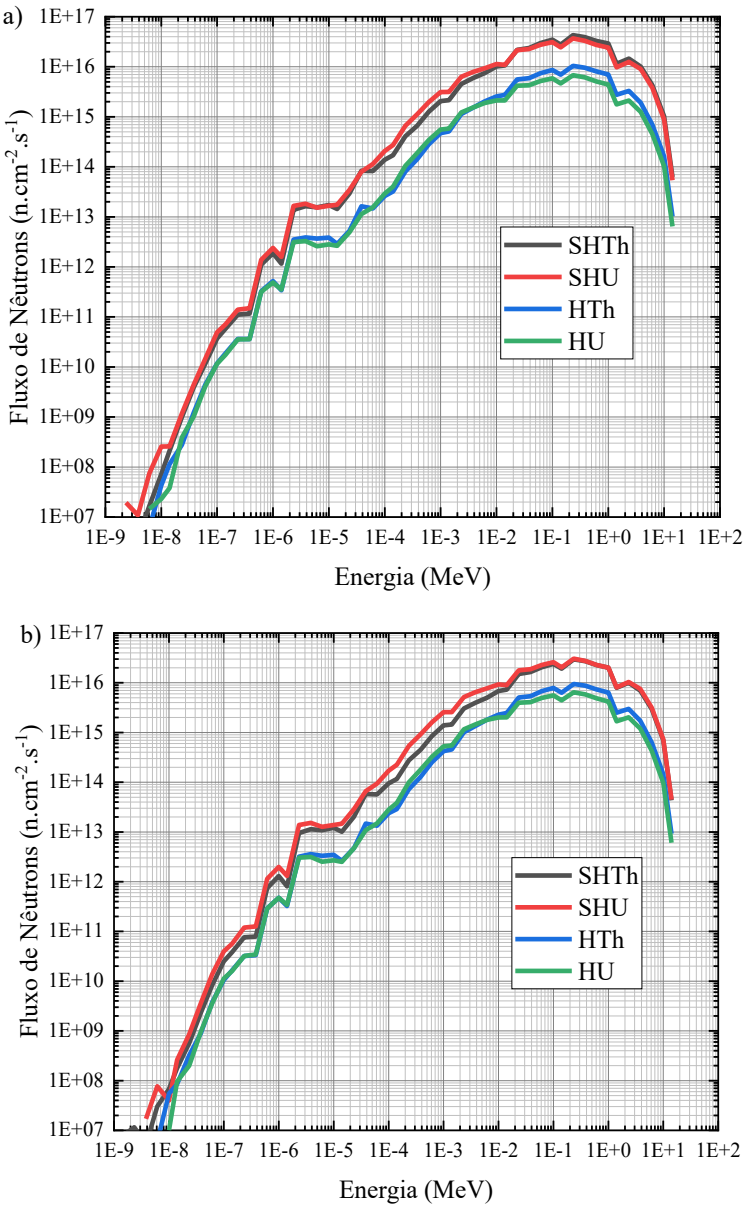


Figura 41. Fluxo de nêutrons no núcleo externo nos diferentes sistemas para: a) potência zero; b) plena potência.

Com relação à região do núcleo produtor no SSFR, houve uma maior diferença entre os tipos de sistemas para o estado à potência zero do que para estado à plena potência, onde fluxo foi maior na região epitérmica de energia no sistema semi-heterogêneo, principalmente à potência zero, e maior na região térmica de energia no sistema heterogêneo, como mostrado na Figura 42. Com relação à faixa rápida de energia dos nêutrons, o sistema heterogêneo apresentou um maior fluxo de nêutrons do que no sistema semi-heterogêneo, especialmente para o HTh, o que pode indicar maiores reações de fissão nesta região considerando a

combinação do sistema heterogêneo com o combustível reprocessado por GANEX diluído em Th no SSFR.

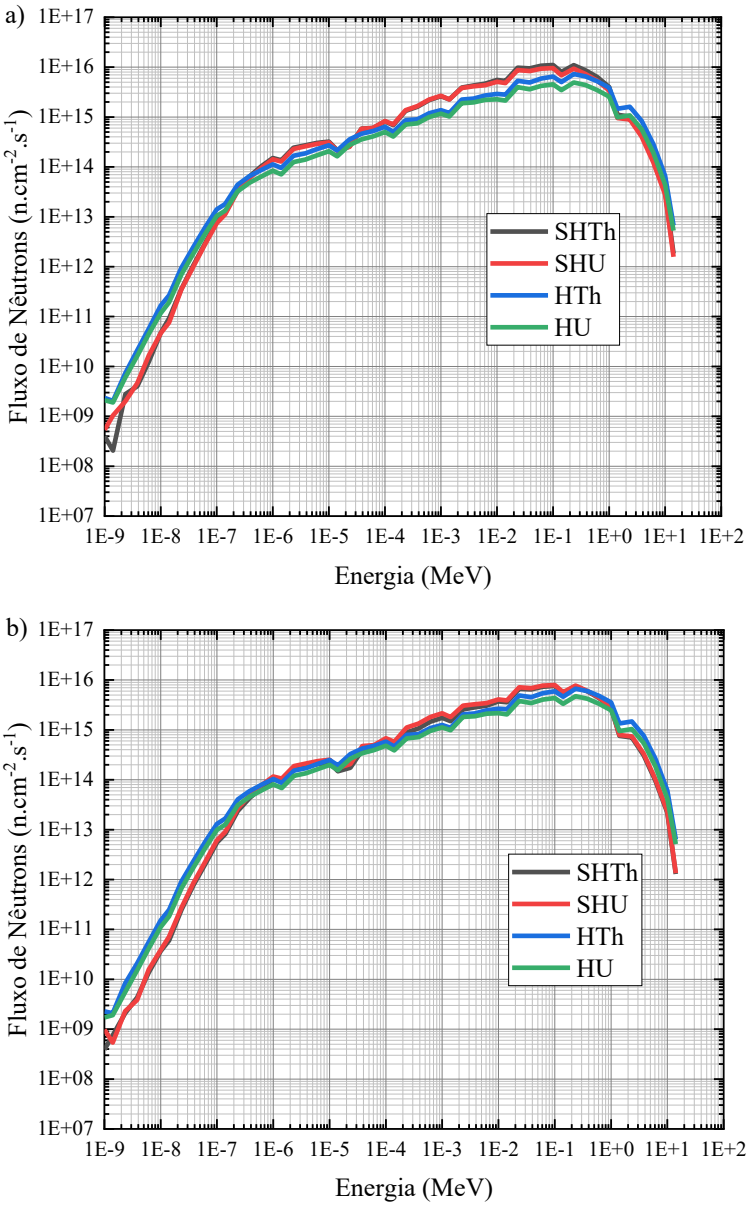


Figura 42. Fluxo de nêutrons no núcleo produtor nos diferentes sistemas para: a) potência zero; b) plena potência.

5.3. Análise da Queima do Combustível

A Figura 43 apresenta os valores de k_{eff} durante a queima do combustível no SSFR para os diferentes tipos de modelagem e combustível. A criticalidade decai em todos os casos, de forma mais assíntota para os combustível diluído em DU. Como pode ser visto, valores de k_{eff} no final da queima do combustível se aproximam considerando SHU e HTh, o que é o oposto para os casos SHTh e HU.

Os valores de k_{eff} são maiores no sistema semi-heterogêneo do que no sistema heterogêneo, devido à maior probabilidade dos nêutrons serem absorvidos no combustível no SSFR modelado de maneira semi-heterogênea, onde a vareta combustível possui um maiore, consequentemente, um menor livre caminho médio para os nêutrons. Analisando os tipos de combustível, o combustível diluído em tório apresentou maiores valores de k_{eff} durante a queima do combustível em ambos os sistemas. Essa diferença é bem mais perceptível levando em consideração o SSFR modelado de maneira heterogênea.

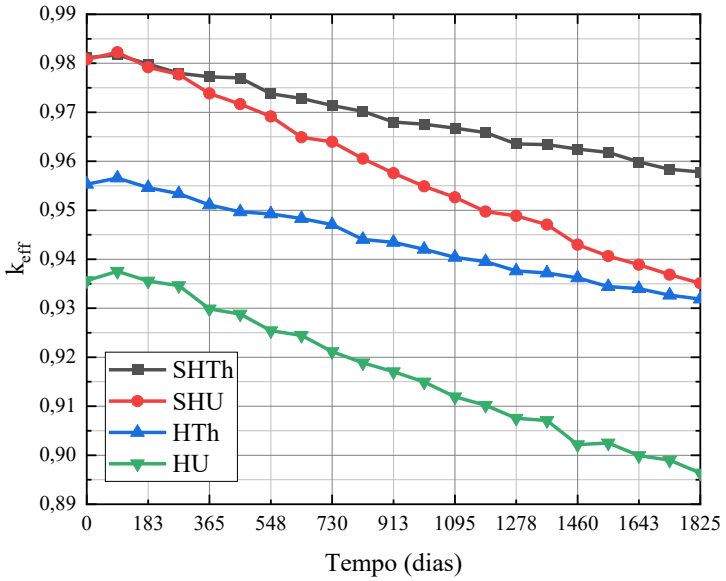
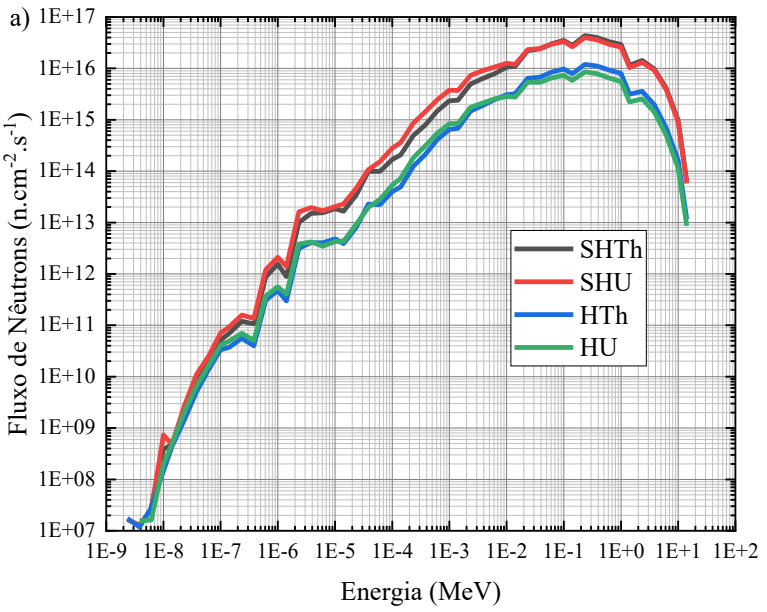
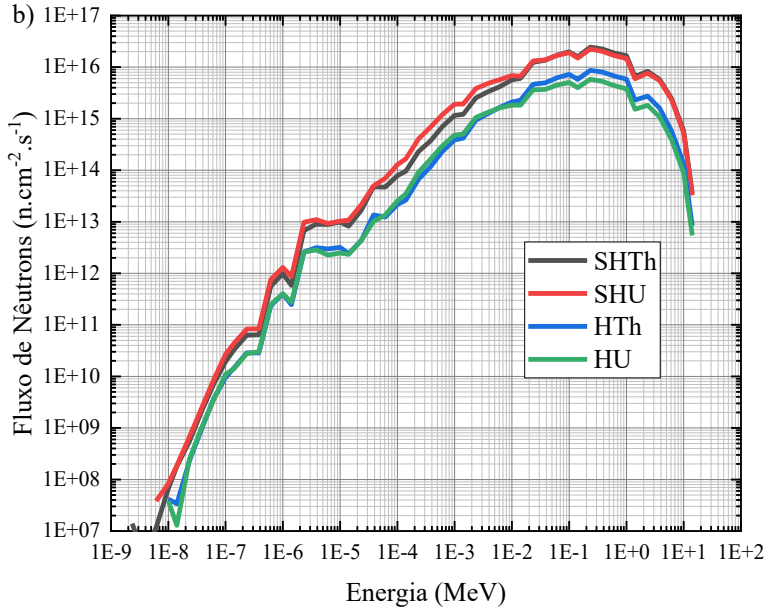


Figura 43. Fator de multiplicação efetivo para diferentes combustíveis nos distintos sistemas analisados.

A Figura 44 representa o fluxo de nêutrons após um ano da queima do combustível nos casos do SSFR analisados. Os casos analisados considerando o sistema semi-heterogêneo apresentaram maiores valores de fluxo, tanto no núcleo externo quanto no interno. O SHU

apresentou os maiores valores de fluxo de nêutron, ligeiramente maior do que o SHTh na região epitérmica de energia, o que pode aumentar a captura radioativa no sistema. No núcleo produtor, o fluxo de nêutron foi ligeiramente maior no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo na faixa rápida de energia e também foi maior na faixa térmica de energia, principalmente para o HTh, tanto no núcleo interno quanto no externo, o que possibilitaria maiores reações de fissão nesta região do sistema.





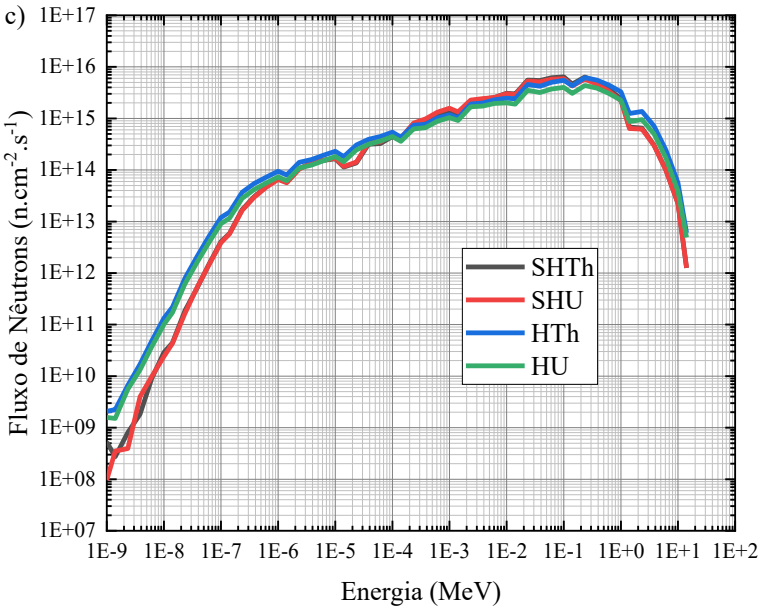
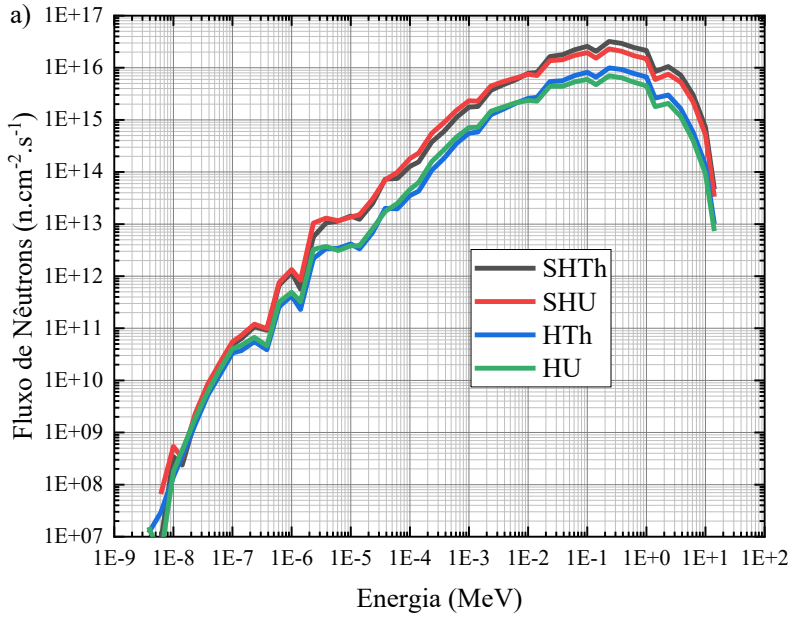


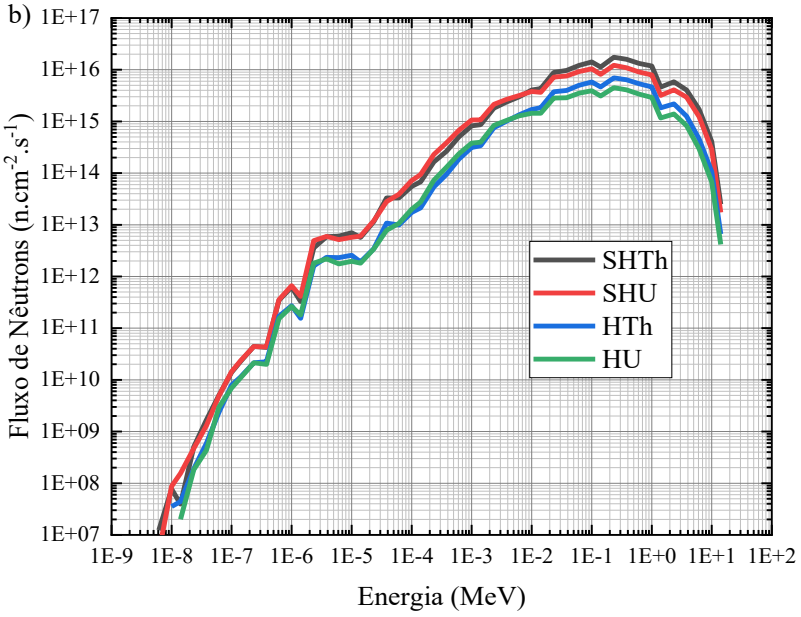
Figura 44. Fluxo de nêutrons após 1 ano de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

Após três anos de queima de combustível no SSFR, houve uma pequena aproximação dos valores de fluxo no pico do espectro de energia, na faixa rápida entre 0,1 e 1 MeV, para os casos analisados, considerando a região do núcleo interno, e uma pequena diferenciação do fluxo, na mesma faixa, no casos analisados no sistema semi-heterogêneo, considerando o núcleo externo, como mostrado na Figura 45. Nos casos dos núcleos interno e externo, o combustível diluído em tório apresentou os maiores valores de fluxo nos respectivos sistemas considerados. No caso do núcleo produtor, não houve muitas alterações no fluxo, apesar de o mesmo apresentar uma valor de fluxo maior na região térmica e menor no restante do espectro em comparação com os núcleos interno e externo.

a)


1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
SHTh
SHU
HTh
HU
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)

b)


1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
SHTh
SHU
HTh
HU
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)

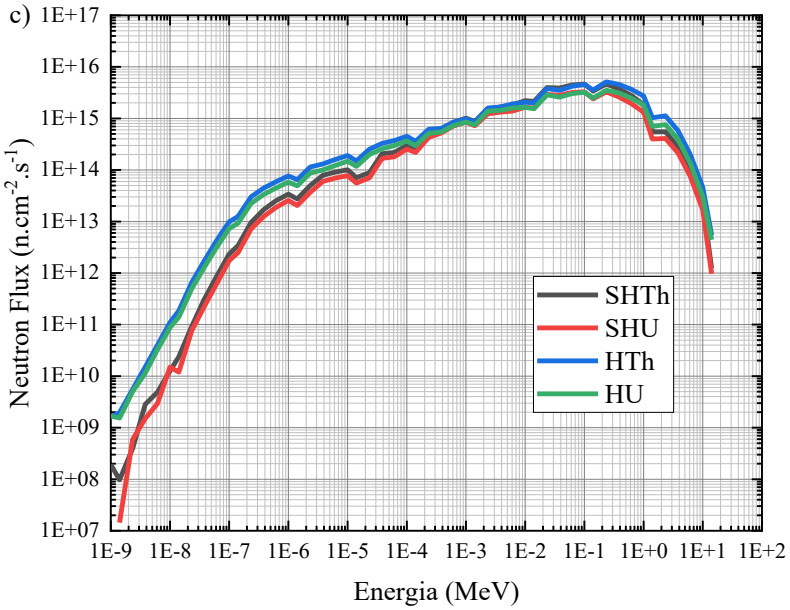
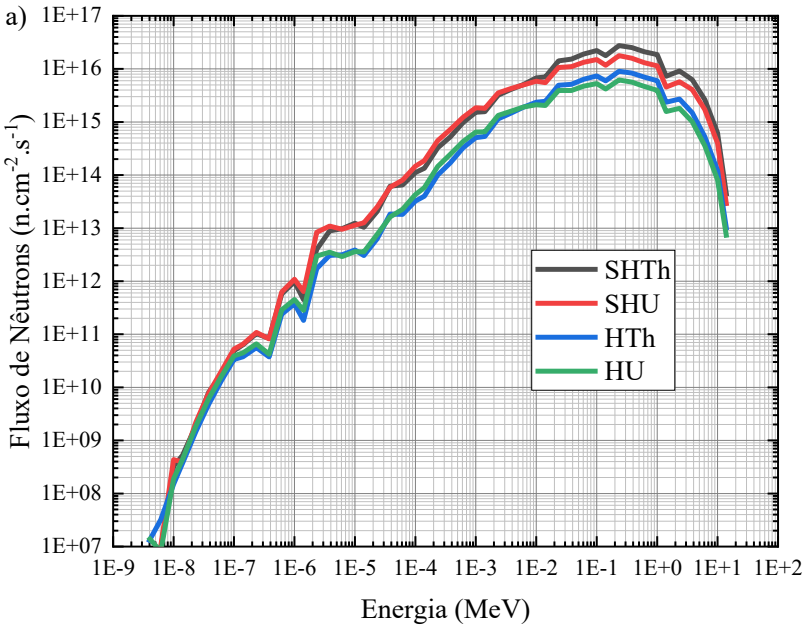


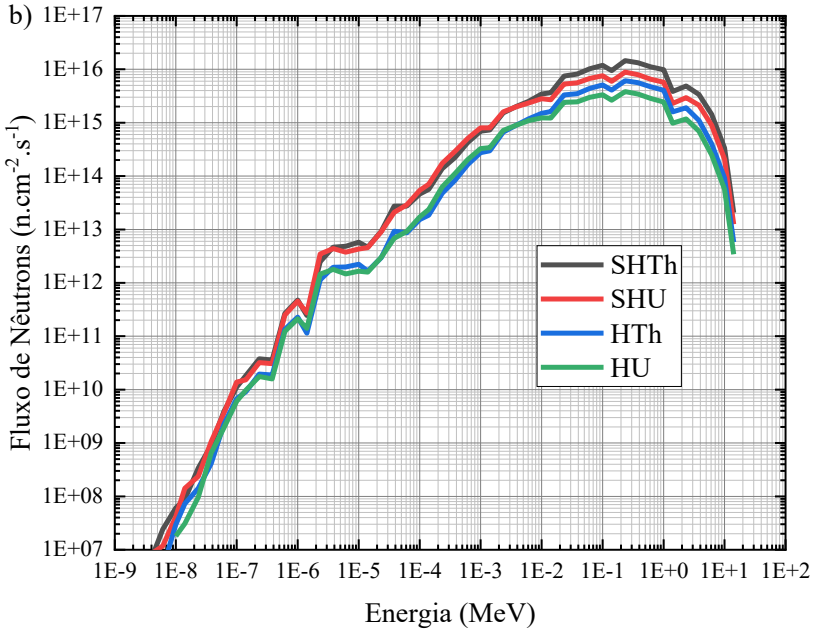
Figura 45. Fluxo de nêutrons após 3 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

A Figura 46 apresenta o fluxo de nêutrons no SSFR no final da queima do combustível, ou seja, após cinco anos de queima. Apesar de no núcleo interno os valores não alteram muito no decorrer da queima, devido principalmente à maior proximidade desta região da fonte externa de nêutrons, houve um perceptível mudança no fluxo na faixa rápida de energia, onde fica mais perceptível as diferenças no fluxo, onde o combustível diluído em tório nos sistemas continuou apresentando maiores fluxos. Além disso, o sistema semi-heterogêneo apresentou maior fluxo de nêutrons do que no sistema heterogêneo em todo espectro de energia, o que pode refletir em uma maior transmutação por reações de fissão no material combustível, principalmente devido ao raio da vareta.

a)


1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)
SHTh
SHU
HTh
HU

b)


1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)
SHTh
SHU
HTh
HU

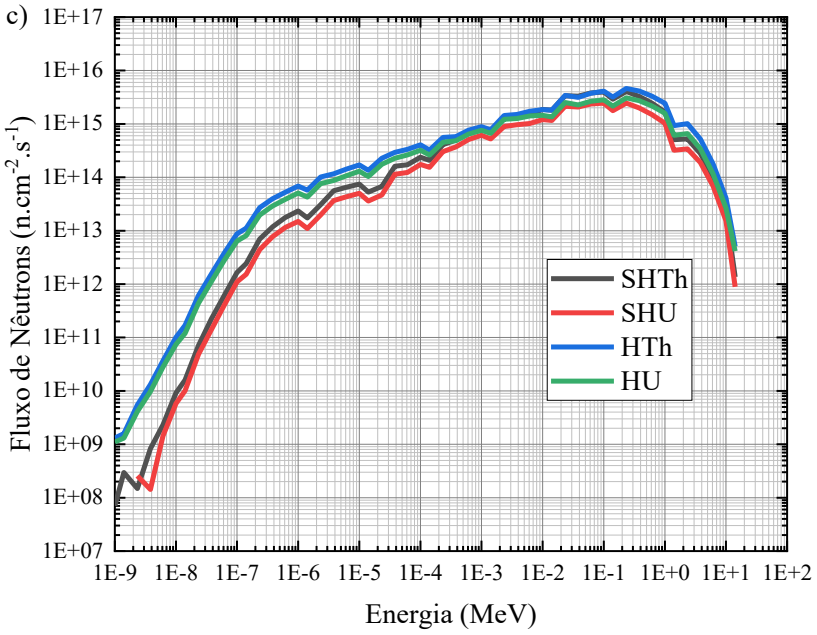


Figura 46. Fluxo de nêutrons após 5 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

De maneira a analisar os fluxos com os tempos de queima para o mesmo tipo de combustível comparando as diferentes regiões do núcleo e a modelagem, a Figura 47 mostra o fluxo de nêutrons após a queima no núcleo interno para o combustível diluído em tório (Figura 47-a) e para o combustível diluído em DU (Figura 47-b). O valores de fluxo diminuem pouco durante a queima devido à fonte externa de nêutrons de fusão. Em relação à modelagem, a diminuição no fluxo é menor durante a queima de combustível no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo. Em relação ao tipo de combustível, o combustível diluído em DU apresentou maior diminuição no fluxo de nêutrons durante a queima de combustível do que o combustível diluído em Th, o que poderia indicar maiores reações de fissão no combustível reprocessado por GANEX diluído em tório.

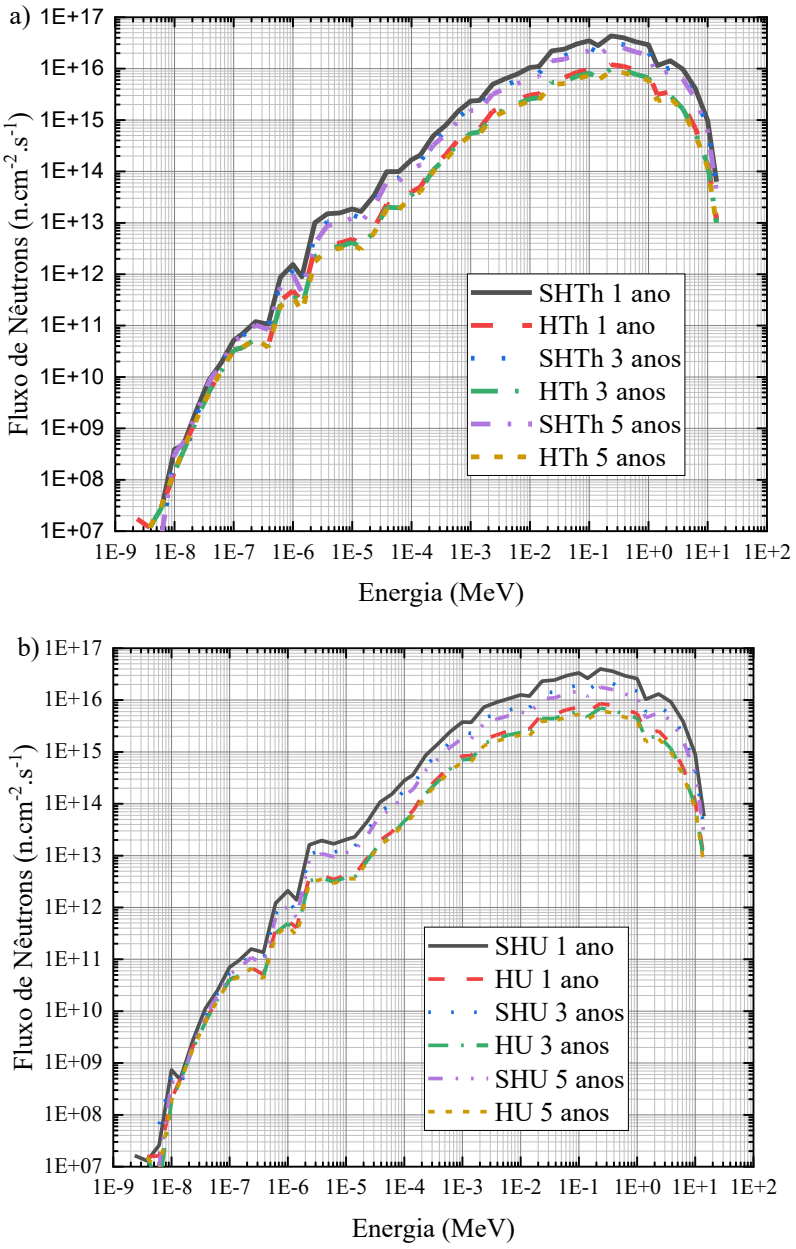


Figura 47. Fluxo de nêutrons sobre o núcleo interno no SSFR para combustível reprocessado por GANEX diluído em: a) tório; b) DU.

De maneira análoga, a Figura 48 apresenta o fluxo de nêutrons após a queima no núcleo externo para o combustível diluído em tório (Figura 48-a) e para o combustível diluído em DU (Figura 48-b). Neste caso, houve uma redução muito maior do fluxo de nêutrons para o combustível diluído em DU do que para o combustível diluído em tório. Além do mais, essa redução foi maior no núcleo externo do que no núcleo interno, devido à proximidade da fonte externa de nêutrons de fusão com o núcleo interno.

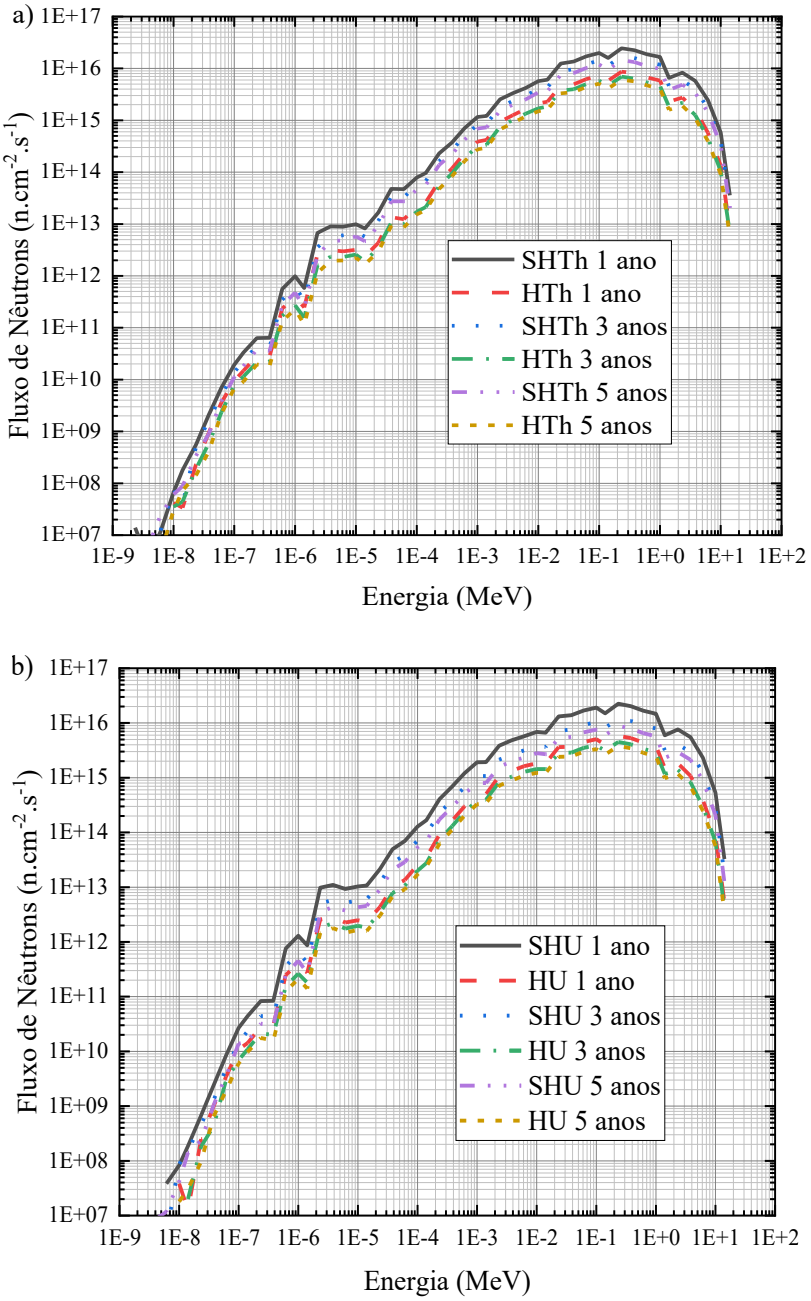


Figura 48. Fluxo de nêutrons sobre o núcleo externo no SSFR para combustível reprocessado por GANEX diluído em: a) tório; b) DU.

Além disso, considerando o núcleo produtor como mostra a Figura 49, houve também uma maior diminuição do fluxo de nêutrons no sistema durante a queima com o combustível diluído em DU (Figura 49-b) do que para o combustível diluído em tório (Figura 49-a), bem como para o sistema modelado de maneira heterogênea, mesmo esta região apresentando a mesma composição em todas as análises.

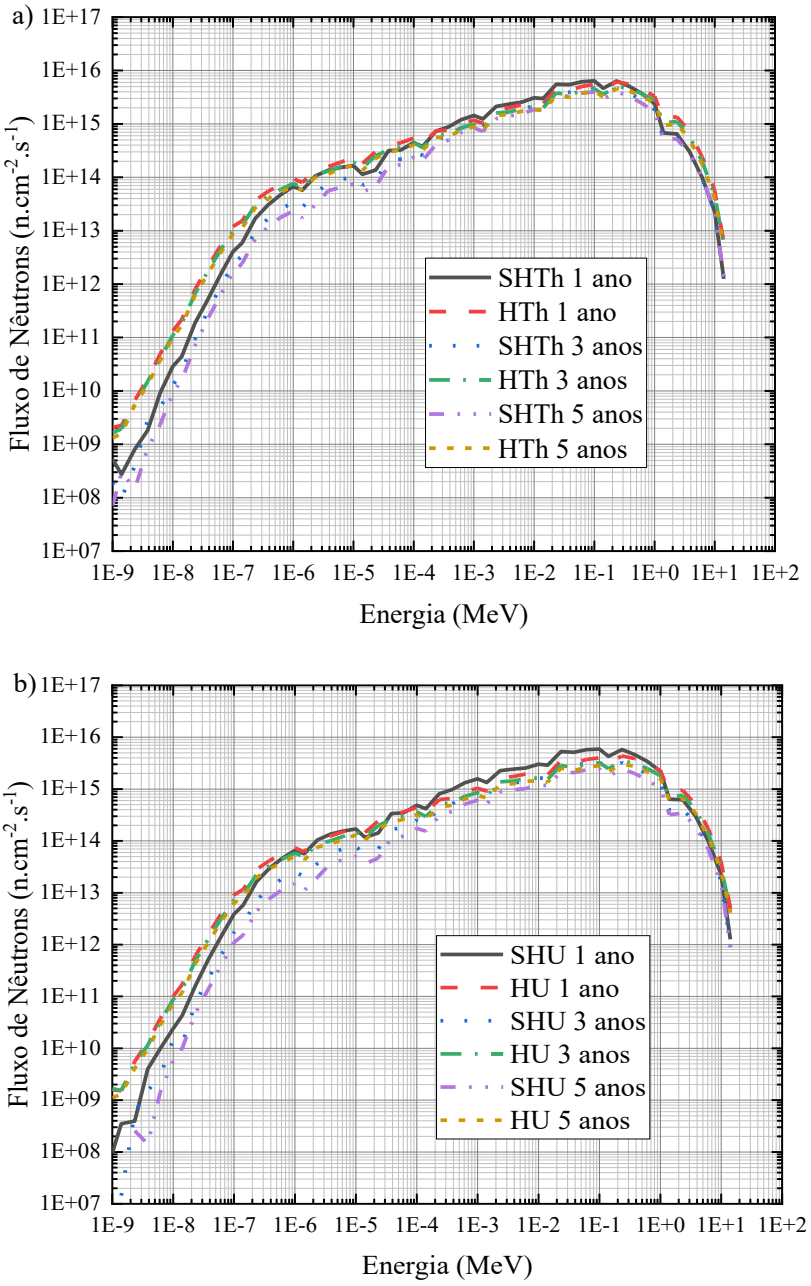
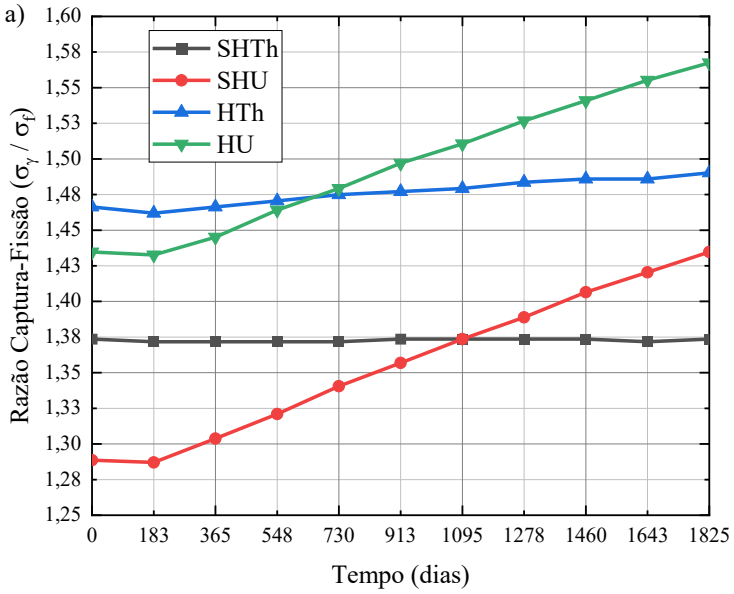


Figura 49. Fluxo de nêutrons sobre o núcleo produtor no SSFR para combustível reprocessado por GANEX diluído em: a) tório; b) DU.

A Figura 50 mostra a razão captura-fissão nas diferentes regiões do núcleo do SSFR para os diferentes sistemas e combustíveis. Os valores aumentam nos núcleos interno e externo e diminuem no núcleo produtor durante a queima do combustível. Em relação ao núcleos interno, o combustível diluído em tório mostrou uma menor variação na razão σ_γ/σ_f em relação ao combustível diluído em DU nos sistemas, o que diminuiria a quantidade de fissão com o uso desse combustível, principalmente no sistema heterogêneo, onde os valores são maiores do que

nos sistema semi-heterogêneo. No núcleo externo, houve uma maior variação da razão σ_γ/σ_f no combustível diluído em DU do que no núcleo interno. Entretanto, os valores são um pouco menores no núcleo externo do que no interno. Além disso, os valores da razão σ_γ/σ_f convergem, considerando os diferentes combustíveis no mesmo sistema, principalmente para o sistema semi-heterogêneo. Finalmente, os valores de σ_γ/σ_f no núcleo produtor são muito maiores do que nos núcleos interno e externo juntos, durante toda a queima do combustível, devido à captura de nêutrons pelo Th-232, se tornando posteriormente U-233 por decaimento radioativo. Além disso, a razão decai exponencialmente devido também às maiores probabilidades de fissão do U-233 que aumentam ao longo da queima. A razão captura-fissão é maior no início da queima no sistema semi-heterogêneo do que no sistema heterogêneo, mas fica ligeiramente menor após um ano de queima do combustível.



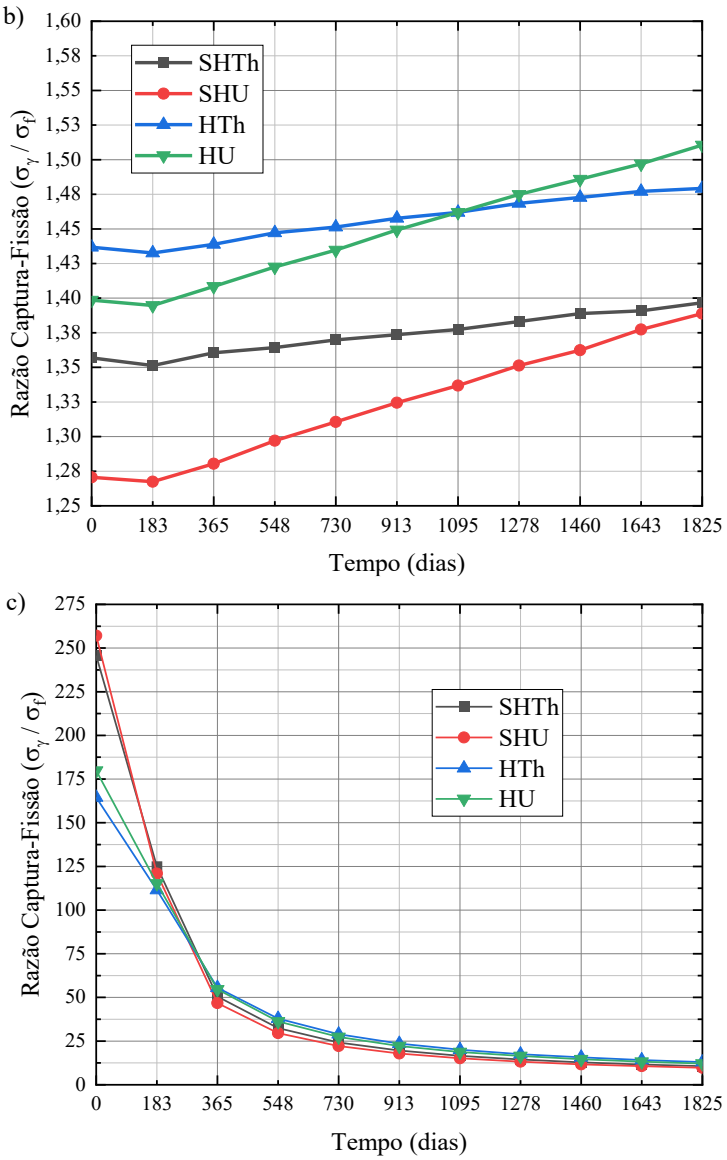


Figura 50. Razão captura-fissão nos diferentes sistemas durante a queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

A Figura 51 mostra a energia média por fissão liberada ao longo da queima de combustível no SSFR. A energia média de fissão decai ao longo da queima devido às reações de fissão do material combustível. Considerando o mesmo tipo de combustível, o HTh e o HU tiveram valores maiores ao longo da queima do que o SHTh e o SHU, respectivamente, devido ao maior 'consumo' de material combustível no sistema semi-heterogêneo. Além disso, o combustível diluído em tório teve maior declínio na energia liberada por fissão ao longo da queima de combustível do que o combustível diluído em DU nos sistemas analisados, o que pode indicar maior fissão de materiais físseis (principalmente U-233) no combustível diluído em tório.

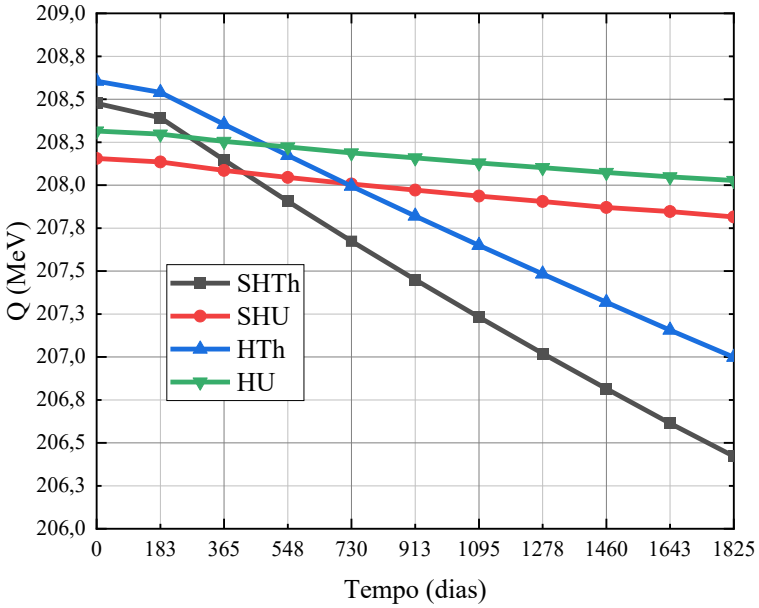


Figura 51. Energia média liberada por fissão durante a queima do combustível no SSFR.

A densidade de potência total no SSFR é mostrada na Figura 52. Os valores de potência por metro cúbico durante a queima do combustível são maiores no sistema semi-heterogêneo do que no sistema heterogêneo, onde os valores tiveram um pequeno aumento ao longo da queima. Para o mesmo sistema, os diferentes combustíveis tiveram praticamente o mesmo valor de densidade de potência durante a queima de combustível.

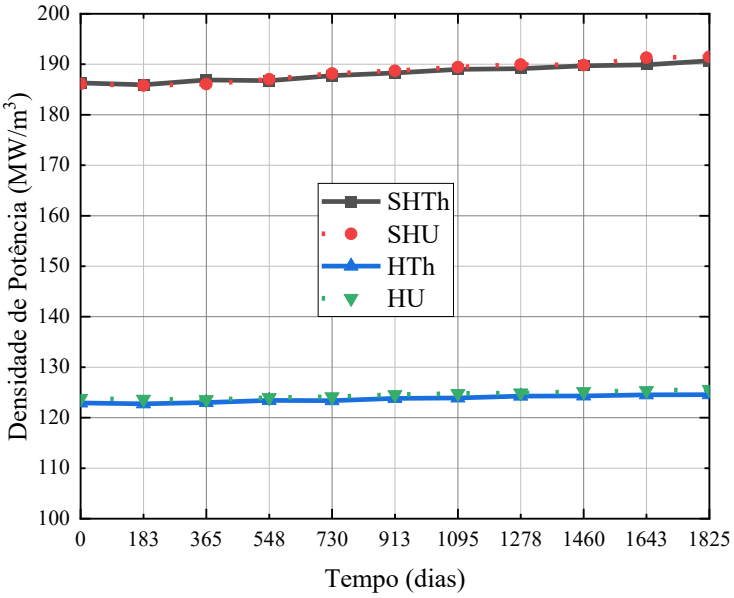


Figura 52. Densidade de potência total no núcleo do SSFR durante a queima do combustível.

A Figura 53 mostra a queima do combustível em GWd/tHM no SSFR durante a queima do combustível. Os valores de queima se mantiveram iguais para os diferentes tipos de combustíveis no mesmo sistema ao longo da queima. O sistema semi-heterogêneo apresentou valores de queima maiores do que no sistema heterogêneo, o que pode explicar os menores valores de k_{eff} no sistema heterogêneo do que no sistema semi-heterogêneo.

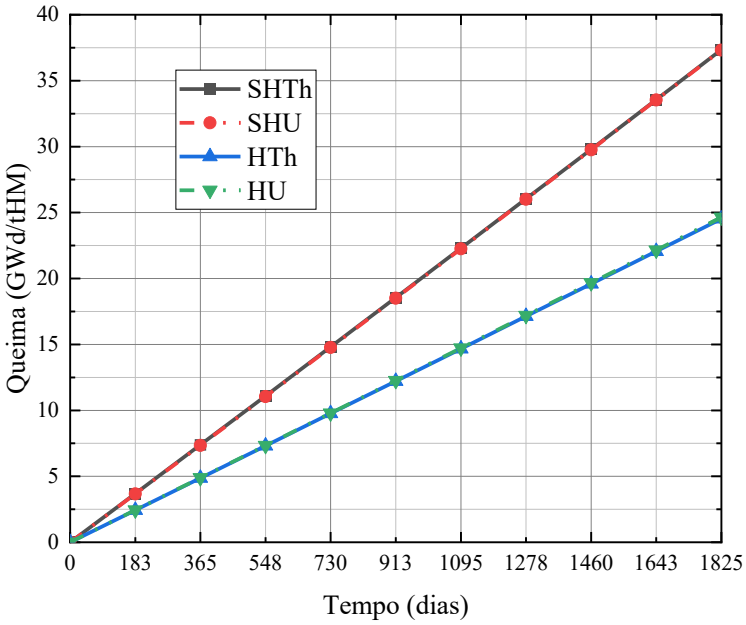
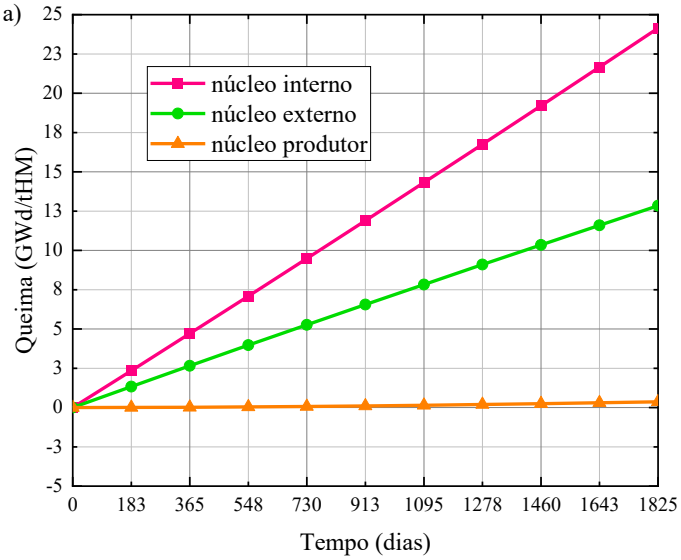


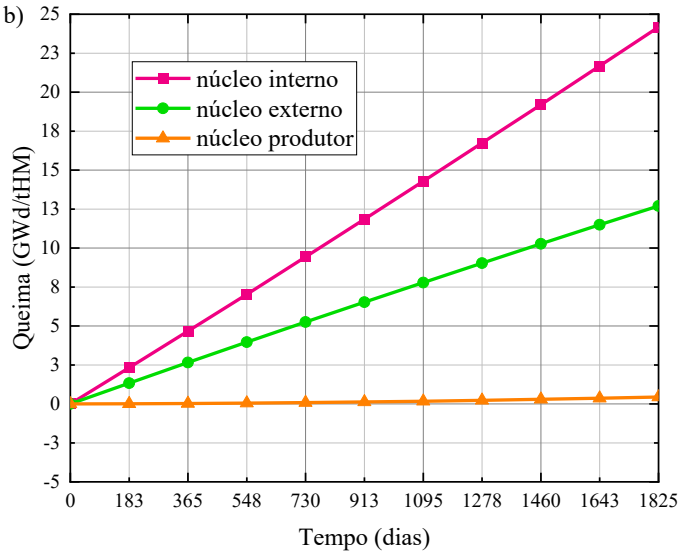
Figura 53. Queima em GWd/tHM em todo o núcleo do SSFR.

Tomando em mais detalhes os valores de queima apresentados na figura anterior, a Figura 54 apresenta os valores de queima para cada sistema analisado por região no SSFR. De fato, o sistema modelado de maneira semi-heterogênea apresentou maiores valores de queima do que o sistema modelado de maneira heterogênea na região externa e principalmente na região interna do núcleo no SSFR. Os valores se mantiveram praticamente os mesmo para os diferentes combustíveis no mesmo sistema, nas três regiões do núcleo. Os maiores valores de queima apresentados na região interna do núcleo se devem ao fato da proximidade dessa região à fonte externa, o que aumenta a probabilidade de fissão principalmente de transurânicos devido ao espectro de nêutrons mais endurecida proveniente da fonte de fusão.

a)


núcleo interno
núcleo externo
núcleo produtor
Queima (GWd/tHM)
Tempo (dias)
25
23
20
18
15
13
10
8
5
3
0
-3
-5
0
183
365
548
730
913
1095
1278
1460
1643
1825

b)


núcleo interno
núcleo externo
núcleo produtor
Queima (GWd/tHM)
Tempo (dias)
25
23
20
18
15
13
10
8
5
3
0
-3
-5
0
183
365
548
730
913
1095
1278
1460
1643
1825

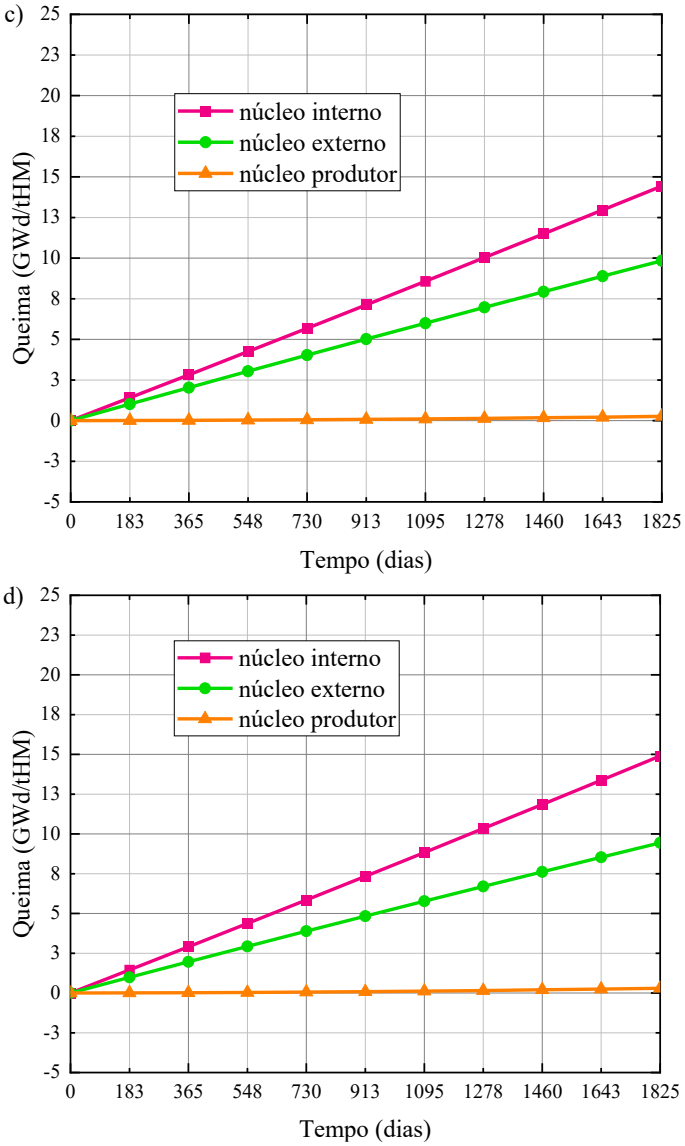


Figura 54. Queima em GWd/tHM no SSFR sobre as regiões do núcleo para:
a) SHTh; b) SHU; c) HTh; d) HU.

A Figura 55 mostra a atividade no SSFR ao longo da queima do combustível para os diferentes sistemas e combustíveis analisados. A atividade diminui até a metade do primeiro ano de queima do combustível, mantendo valores constantes após este tempo, devido aos nuclídeos atingirem o equilíbrio secular após este período, o que poderia indicar uma diminuição de tempo de queima no SSFR. O HTh apresenta os maiores valores de atividade até metade do primeiro ano de queima. Neste mesmo período, os valores de SHTh e HU são praticamente os mesmos. Após este período, os valores permanecem constantes até o final da queima, onde o sistema heterogêneo apresentou maiores valores de atividade do que o sistema semi-heterogêneo.

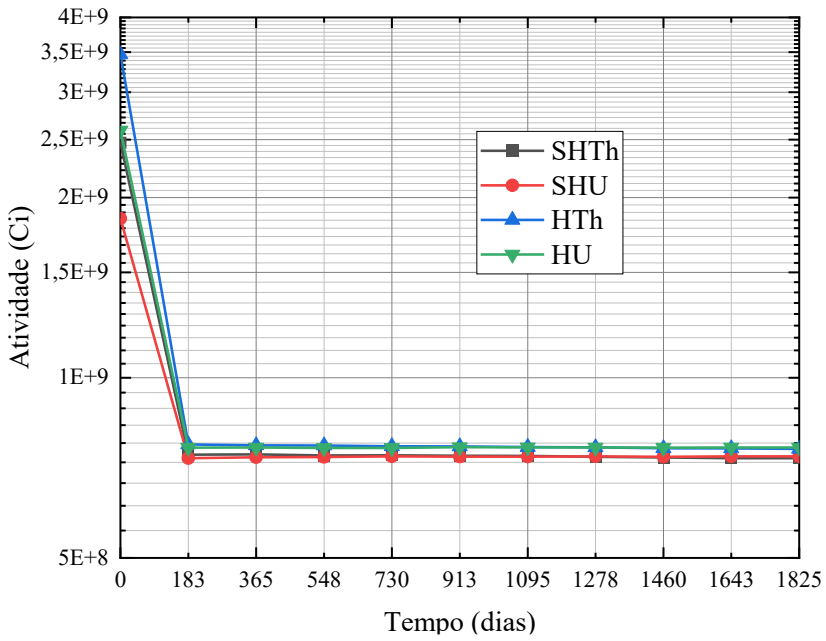


Figura 55. Atividade no SSFR durante a queima do combustível.

Figura 56 apresenta a produção de U-233 nas regiões do núcleo do SSFR para os diferentes sistemas analisados após a queima total do combustível. Logicamente, devido à presença do tório, o combustível diluído em tório apresentou maiores valores de produção de U-233 do que o combustível diluído em DU nos sistemas analisados. Além disso, o sistema heterogêneo apresentou maior produção comparando HTh e SHTh, principalmente na região do núcleo interno, o que poderia indicar as possíveis flutuações nas modelagens do sistema. Por outro lado, considerando somente a região do núcleo produtor, o combustível diluído em DU apresentou valores ligeiramente maiores de produção de U-233 do que os combustível diluído em Th, tanto no sistema semi-heterogêneo quanto no sistema heterogêneo, devido às pequenas diferenças no fluxo de nêutrons nesta região para os diferentes combustíveis.

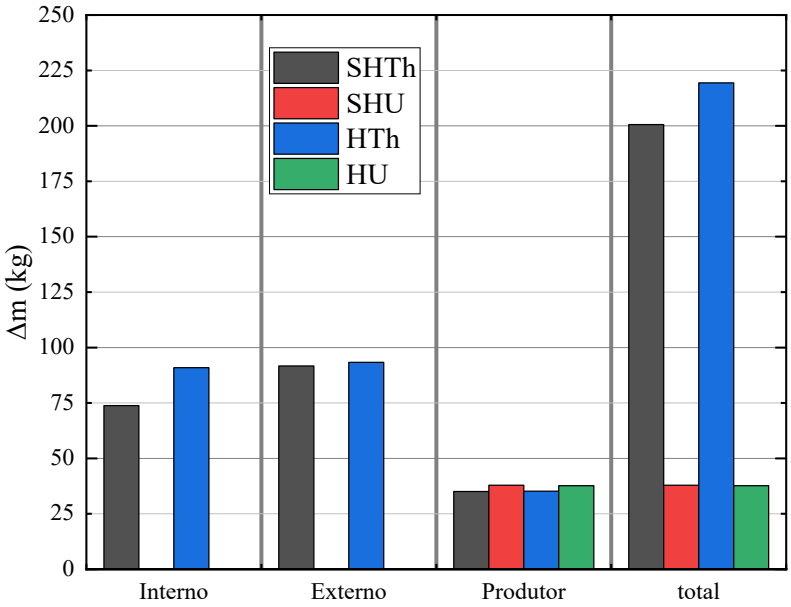


Figura 56. Produção de U-233 no núcleo do SSFR após a queima de combustível.

A Figura 57 apresenta a variação em massa dos actinídeos menores nos núcleos interno e externo do SSFR após a queima do combustível. O núcleo produtor não foi representado pois a variação de massa dos actinídeos menores nessa região foi insignificante (da ordem de microgramas). Houve uma pequena redução na quantidade de cúrio no sistema, principalmente no núcleo externo e para o HTh, e uma redução também de netúnio, principalmente no combustível diluído em tório. Entretanto, de maneira mais significativa, houve um aumento da quantidade de amerício no sistema, principalmente no núcleo externo, devido à termalização dos nêutrons mais energéticos provenientes da fonte externa de fusão. A produção de amerício foi maior para o combustível diluído em tório do que o combustível diluído em DU, também para o caso do sistema modelado de maneira heterogênea.

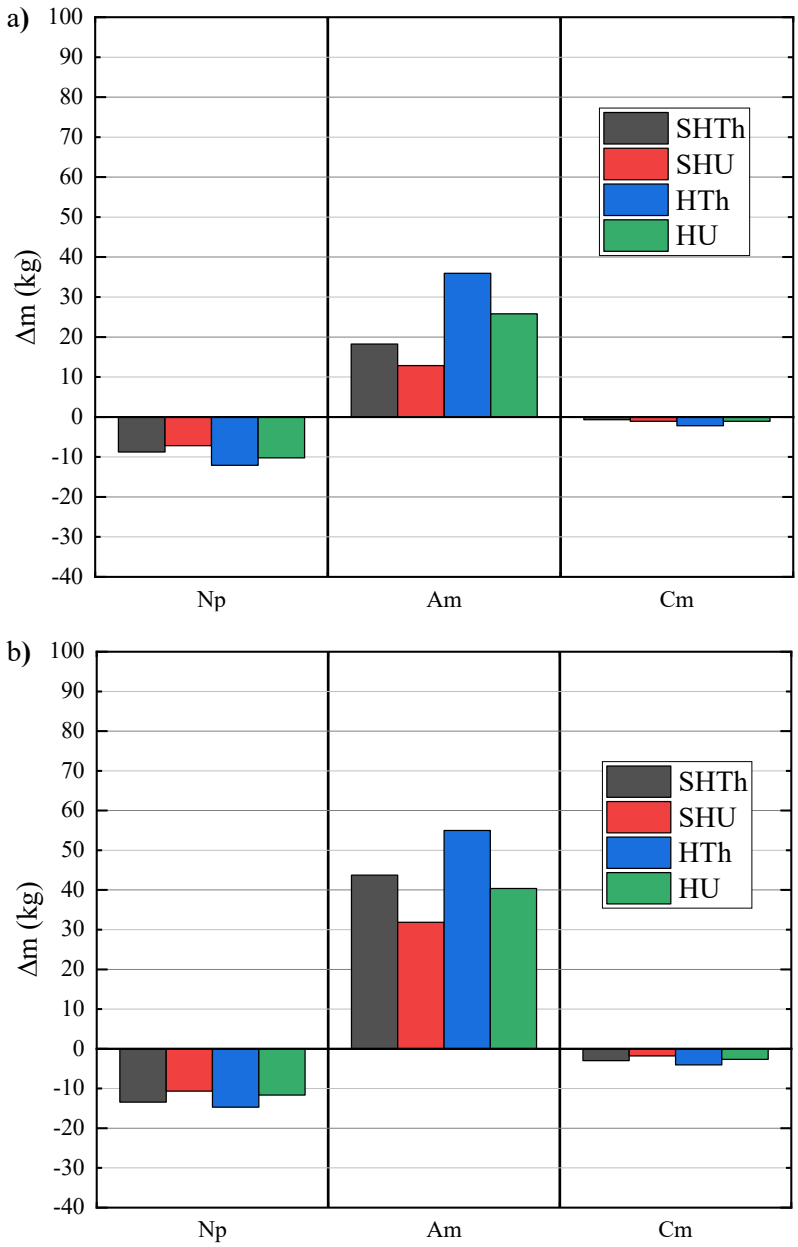


Figura 57. Variação de massa dos actinídeos menores no SSFR após a queima de combustível sobre a) núcleo interno; b) núcleo externo.

De maneira análoga, a Figura 58 apresenta a variação de massa dos actinídeos menores em todo o SSFR após a queima de combustível. A produção de amerício supera muito a redução das quantidades de netúnio e principalmente de cúrio – da ordem de 70 kg e 85 kg, respectivamente. Apesar do combustível diluído em tório propiciar uma maior redução de netúnio e cúrio, a produção de amerício é maior neste combustível comparando com o combustível diluído em DU. O sistema modelado de maneira heterogênea apresentou maiores

valores de produção de amerício, o que indica maior produção de material absorvedor no sistema, impactando no valor de multiplicação efetivo.

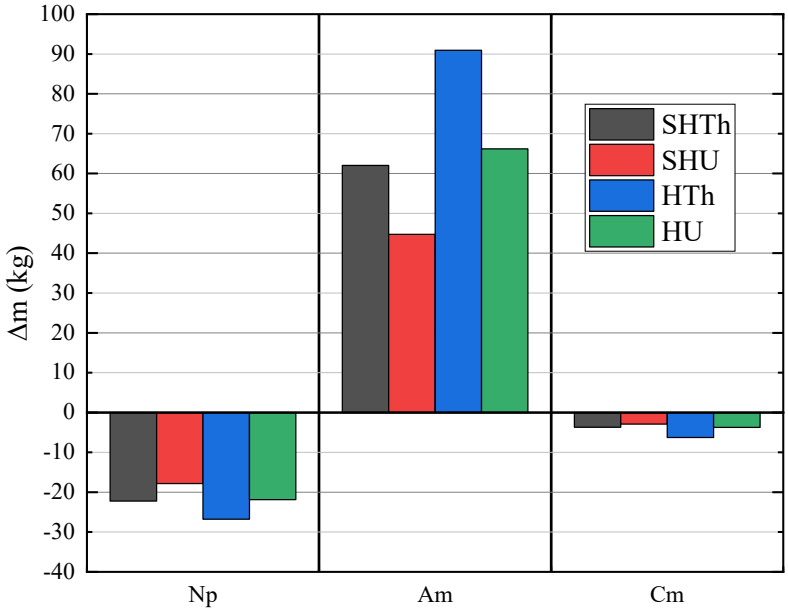
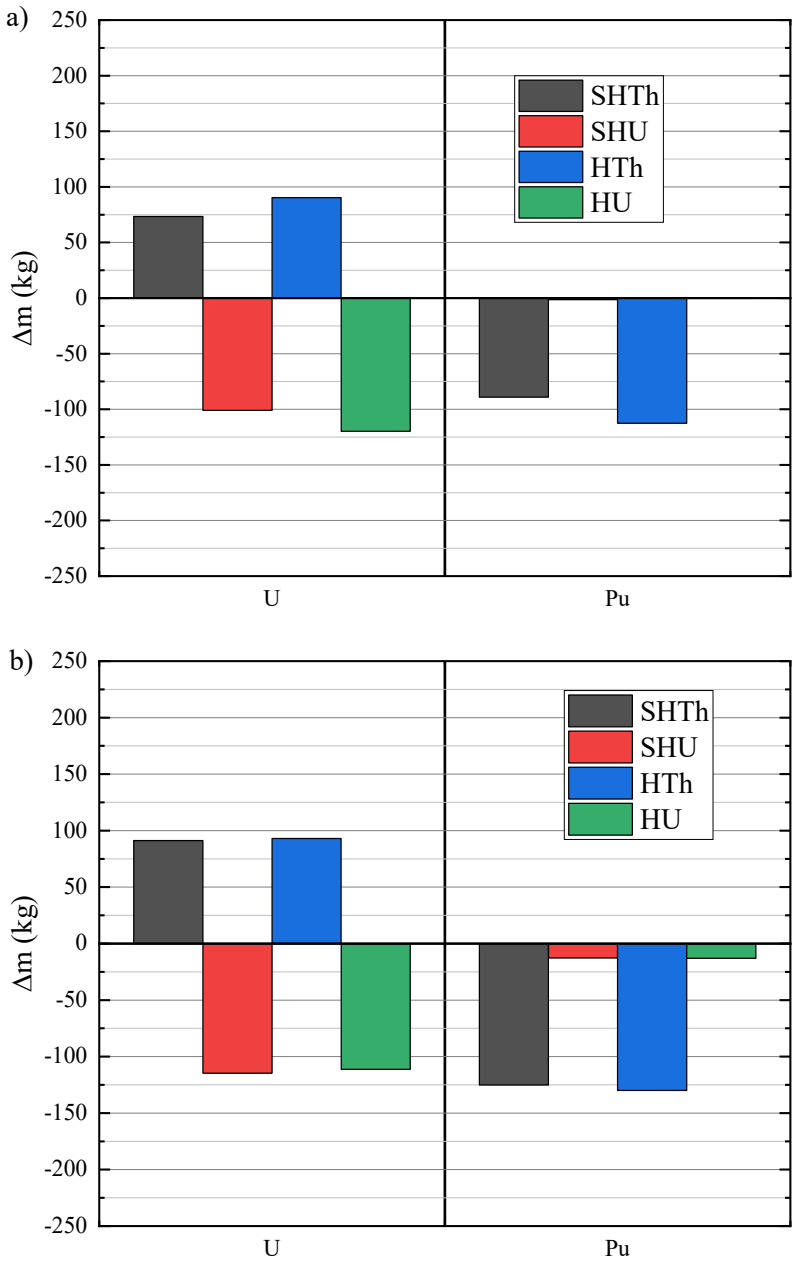


Figura 58. Variação de massa dos actinídeos menores no SSFR após a queima de combustível.

A Figura 59 mostra a variação em massa do actinídeos maiores para cada região do núcleo do SSFR após a queima do combustível. Em relação ao urânio, houve uma produção praticamente igual no núcleo considerando o tipo de combustível e também o tipo de modelagem do sistema. No núcleo interno, houve um aumento da quantidade de urânio para o combustível diluído em tório e uma redução no combustível diluído em DU, onde no sistema heterogêneo essa variação foi mais evidenciada. No núcleo externo, ocorreu a mesma coisa – redução das quantidades em SHU e HU e produção em SHTh e HTh. As quantidade de variação foram similares considerando a modelagem do sistema. No caso do plutônio, houve uma grande redução na sua quantidade no combustível diluído em tório em comparação com o combustível diluído em DU, principalmente na região externa do núcleo. Na região do núcleo produtor, a variação em massa de plutônio foi irrisória (da ordem de microgramas).


a)
250
200
150
100
50
0
-50
-100
-150
-200
-250
Δm (kg)
SHTh
SHU
HTh
HU
U
Pu
b)
250
200
150
100
50
0
-50
-100
-150
-200
-250
Δm (kg)
SHTh
SHU
HTh
HU
U
Pu

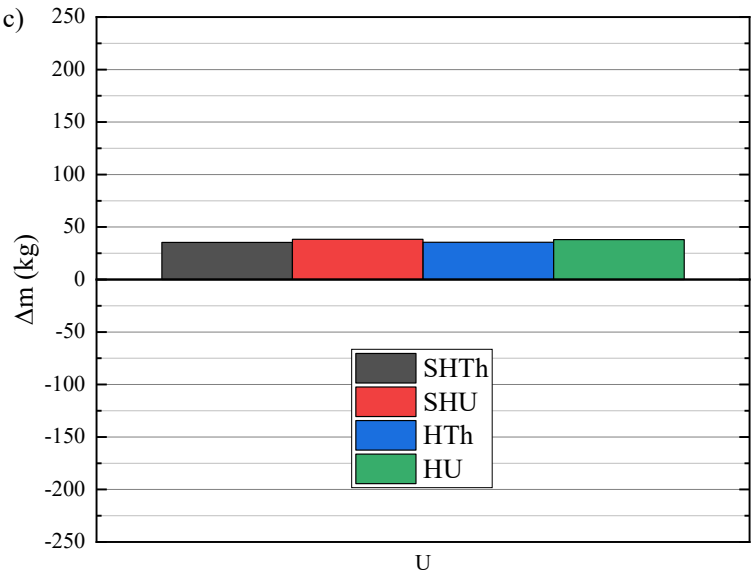


Figura 59. Variação de massa dos actinídeos maiores no SSFR após a queima do combustível sobre: a) núcleo interno; b) núcleo externo; c) núcleo produtor.

De maneira simplificada, a variação em massa dos actinídeos maiores (U e Pu) em todos os sistemas é apresentado na Figura 60. A redução de plutônio supera o aumento de urânio, principalmente no sistema heterogêneo, para o combustível diluído em tório. Entretanto, vimos anteriormente que grande parte desse plutônio decai produzindo amerício. No caso dos combustíveis diluídos em DU, houve tanto redução da quantidade de plutônio e principalmente da quantidade urânio no sistema, após a simulação de queima de combustível, o que pode aumentar a probabilidade de fissão desses elementos no sistema utilizando esse combustível.

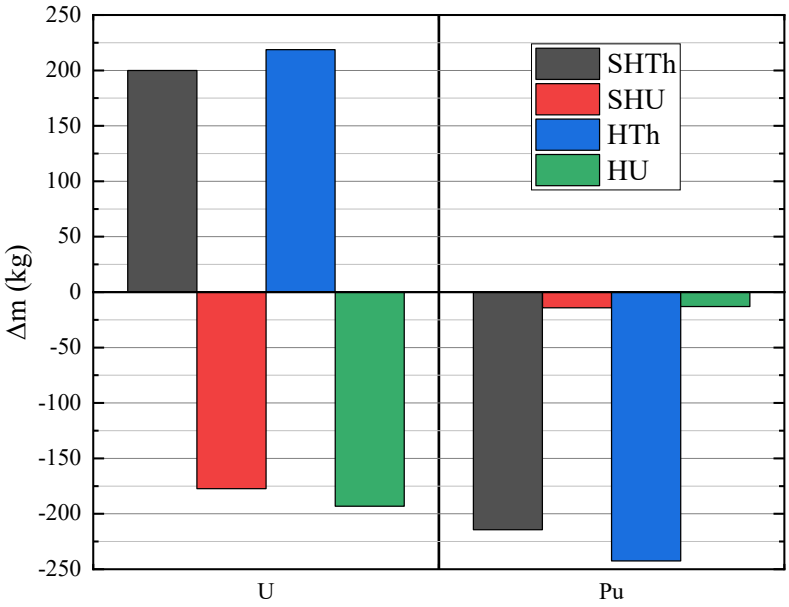


Figura 60. Variação de massa dos actinídeos maiores no SSFR após a queima de combustível.

A Figura 61 apresenta os valores de radiotoxicidade por ingestão no SSFR durante a queima de combustível. O combustível diluído em tório apresentou maiores valores de radiotoxicidade por ingestão do que o combustível diluído em DU nos sistemas, o que poderia representar uma maior quantidade de actinídeos no combustível diluído em tório. Quanto à modelagem do sistema, os valores foram maiores para o sistema heterogêneo do que para o sistema semi-heterogêneo. Apesar dos valores radiotoxicidade por ingestão aumentarem até na metade do primeiro ano de queima do combustível, após esse período os valores decrescem, o que indica a transmutação de actinídeos ao longo da queima.

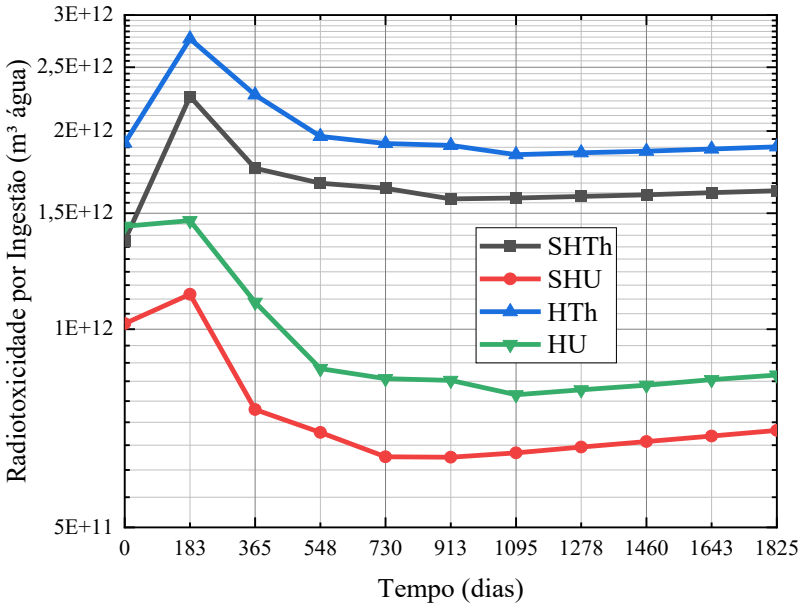


Figura 61. Radiotoxicidade por ingestão no SSFR durante a queima do combustível.

Em relação à radiotoxicidade por inalação, o combustível diluído em tório apresentou maiores níveis do que o combustível diluído em DU para os sistemas analisados, como mostra a Figura 62. Isso poderia representar uma maior produção de produtos de fissão, logo maiores reações de fissão, no combustível diluído em Th do que no combustível diluído em DU. Além disso, os sistemas heterogêneos apresentaram maiores valores de radiotoxicidade por inalação do que os sistemas semi-heterogêneos.

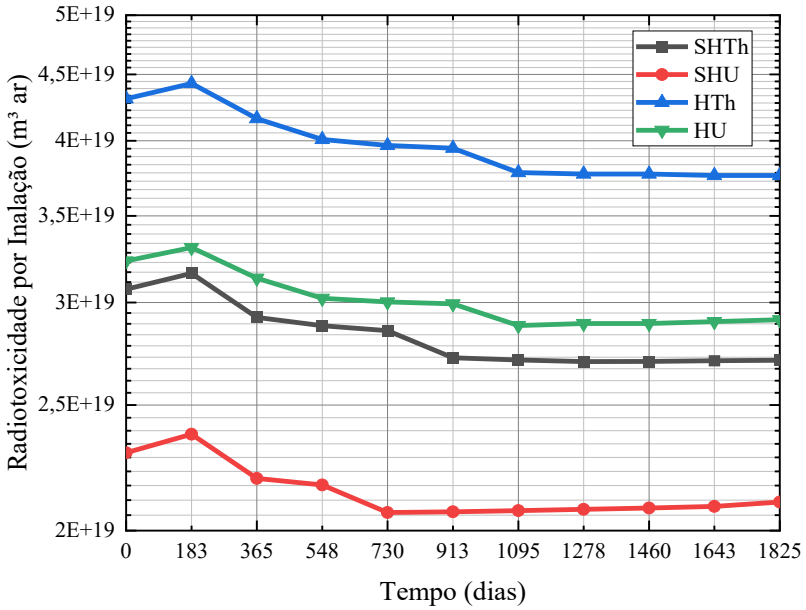


Figura 62. Radiotoxicidade por inalação no SSFR durante a queima do combustível.

A Tabela 25 mostra o crescimento dos produtos de fissão no SSFR após a simulação de queima do combustível para os casos analisados. Em relação ao combustível, houve uma produção de produtos de fissão um pouco maior no combustível diluído em DU do que o combustível diluído em tório nos sistemas. A região do núcleo externo foi a que teve maior aumento da quantidade de produtos de fissão, exceto para o HU onde a produção no núcleo interno foi maior do que no externo. A produção de produtos de fissão no núcleo produtor foi irrisória (da ordem de miligramas). Em relação à modelagem do sistema, houve certa diferença na produção de produtos de fissão, sendo maior nos sistemas heterogêneos do que no sistemas semi-heterogêneos (da ordem de 400 g).

Tabela 25. Produção de produtos de fissão após a queima do combustível no SSFR.

Δm (kg)				
	SHTh	**SHU**	**HTh**	**HU**
Núcleo Interno	39,537	39,944	41,889	43,380
Núcleo Externo	44,254	44,219	42,228	41,174
Total	83,791	84,163	84,117	84,554

A Tabela 26 apresenta a transmutação de transurânicos por reações de fissão no SSFR após a queima do combustível, mostrando as notáveis diferenças entre as variações de massas

entre os tipos de combustíveis analisados. O combustível diluído em DU obteve um aumento na quantidade de transurânicos após a queima de combustível nos sistemas. De maneira oposta, o combustível diluído em tório teve alta redução das quantidades de transurânicos, principalmente na região do núcleo externo. Em relação à modelagem do SSFR, o sistema heterogêneo apresentou maior variação em massa dos transurânicos do que o sistema semi-heterogêneo – maior produção no combustível diluído em DU e maior diminuição da massa nos combustíveis diluídos em tório, principalmente entre SHU e HU, indicando que a modelagem do sistema impacta diretamente nos parâmetros neutrônicos.

Tabela 26. Transmutação de transurânicos por reações de fissão após a queima no SSFR.

Δm (kg)				
	SHTh	**SHU**	**HTh**	**HU**
Núcleo Interno	-80,355	5,8038	-90,939	14,561
Núcleo Externo	-97,843	6,8303	-93,638	12,992
Total	-178,198	12,6341	-184,577	27,553

Finalmente, a transmutação de actinídeos por reações de fissão após a simulação de queima do combustível no SSFR é representada na Tabela 27. Em todos os casos, houve uma diminuição das quantidades de actinídeos após a queima do combustível. A região do núcleo externo apresentou as maiores reduções em massa no sistema. Para o combustível diluído em tório, a região do núcleo externo teve maior redução na massa de actinídeos, tendo uma maior diferença com o núcleo interno no sistema semi-heterogêneo do que no sistema heterogêneo. No combustível diluído em DU, houve maior redução dos actinídeos no núcleo externo do que no interno somente na análise do sistema semi-heterogêneo, sendo menor do que no núcleo interno no sistema heterogêneo. Apesar das quantidades da diminuição de actinídeos no núcleo produtor ser bem menor do que nos núcleos interno e externo, houve uma maior redução de actinídeos nos combustíveis diluídos em DU do que nos diluídos em tório, principalmente no sistema semi-heterogêneo, onde essa redução também foi maior do que no sistema heterogêneo. Na variação de massa total no SSFR, a diminuição nas quantidades de actinídeos foram bastante similares, mostrando que a fonte externa de fusão no SSFR impacta nos parâmetros de transmutação de actinídeos.

Tabela 27. Transmutação de actinídeos por reações de fissão após a queima no SSFR.

Δm (kg)				
	SHTh	**SHU**	**HTh**	**HU**
Núcleo Interno	-94,888	-95,143	-102,05	-105,27
Núcleo Externo	-108,88	-107,81	-102,06	-98,327
Núcleo Produtor	-1,7670	-2,4217	-1,3417	-1,7448
Total	-205,54	-205,37	-205,45	-205,34

5.4. Conclusão

Na modelagem do sistema SSFR e na escolha da matriz combustível, foi identificado que a simplificação da modelagem do reator de uma configuração heterogênea para semi-heterogênea não altera significativamente os parâmetros de transmutação final de actinídeos, reduzindo o tempo de simulação e a demanda computacional. No entanto, essa simplificação pode não ser ideal, pois, apesar de manter a eficiência na transmutação, a análise revelou diferenças significativas nos parâmetros neutrônicos entre os sistemas modelados de forma heterogênea e semi-heterogênea. Essas diferenças são cruciais, pois a modelagem do SSFR impacta diretamente o comportamento neutrônico do sistema, indicando que a simplificação pode comprometer a precisão da análise.

Além disso, o tipo de combustível utilizado tem uma influência significativa nos resultados. No caso do combustível à base de urânio empobrecido, observou-se um aumento de elementos transurânicos após a simulação de queima, o que não é ideal para o objetivo de transmutação. Em contrapartida, o uso de combustível reprocessado diluído em tório mostrou-se mais adequado para o SSFR, devido à sua maior eficiência na transmutação de actinídeos. Portanto, apesar das aparentes vantagens computacionais da simplificação do modelo, é essencial considerar os impactos neutrônicos e a escolha do combustível, sendo o combustível reprocessado diluído em tório a opção mais recomendada para o sistema proposto.

6. ANÁLISE DA TRANSMUTAÇÃO COM UMA CAMADA REFLETORA NO SISTEMA

Nesta seção, são apresentados, de maneira bem direta, análises de transmutação de actinídeos no SSFR proposto com a fonte externa de nêutrons de fusão com a inserção de uma camada refletora externa ao núcleo do sistema, em comparação com o sistema sem essa camada refletora. O objetivo dessa inserção seria diminuir a fuga de nêutrons do núcleo do sistema, de modo a aumentar o fluxo de nêutrons no núcleo do reator e, consequentemente, podendo aumentar os parâmetros de transmutação no sistema.

A análise mostrou os impactos neutrônicos da inserção dessa camada no SSFR utilizando diferentes materiais para a camada refletora, bem como comparando com o sistema sem essa camada. Foram avaliados somente os parâmetros de transmutação através da análise da queima do combustível, bem como a evolução temporal do combustível, de modo a analisar os parâmetros de transmutação.

Foi utilizado o sistema modelado de maneira semi-heterogênea, como já apresentado nesta tese, já que serão analisados parâmetros de transmutação neste capítulo e este modelo diminui o tempo computacional das simulações. O modelo já estudado foi comparado com o sistema SSFR modelado de maneira semi-heterogênea com a inserção de uma camada refletora após o núcleo externo do SSFR, utilizando o código MCNP5 [33], como representado na Figura 63. Os parâmetros de geometria não foram alterados, somente a inserção dessa camada refletora na parte externa do reator, circundando o núcleo do SSFR. A camada refletora proposta e inserida possui 2 cm de espessura [53].

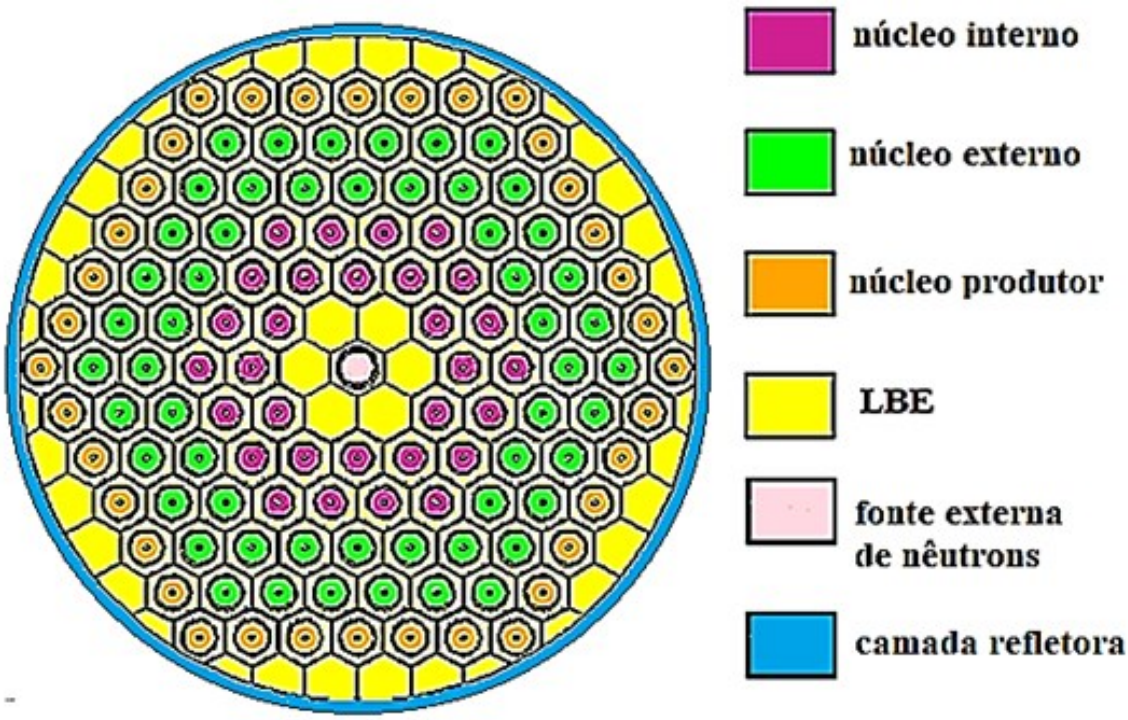


Figura 63. SSFR semi-heterogêneo modelado com a camada refletora.

Os materiais utilizados nesta análise foram o HT-9 [40, 41], revestimento que já se encontra utilizado no SSFR estudado, e o grafite [44, 45], comparando-os com o sistema sem a camada reflora, onde o núcleo é rodeado por LBE como material refrigerante [42, 43]. A escolha desses materiais, bem como o LBE, que também para esta análise específica, foi devido à suas características de reflexão de nêutrons para sistemas rápidos [53]. A temperatura de trabalho determinada da camada refletora foi 613 K, mesma temperatura de trabalho do refrigerante LBE, geradas pelo NJOY [31] utilizando a biblioteca *JEFF-3.3* [32] de dados nucleares. Os códigos computacionais MCNP5 [33], ORIGEN2.1 [34] e MONTEBURNS [35] foram novamente utilizados para a queima e avaliação da evolução temporal do combustível. Os parâmetros de queima, a quantidade de partículas definidas no MCNP5, foram os mesmos dos já utilizados nesta tese.

6.1. Combustível Nuclear Utilizado

Para as análises da inserção da camada refletora no sistema, comparando os diferentes materiais na camada com o sistema sem a camada refletora, foi utilizado o combustível

reprocessado por GANEX diluído em Th. A porcentagem de material físsil da composição do combustível foi a já utilizada nesta tese, igual a 11,5% de modo a alcançar valores de $k_{eff} \cong 0,98$ [9]. No núcleo produtor, novamente, foi utilizado ThO_2 para produção de material físsil U-233, como mostrado na Tabela 28.

Tabela 28. Composição do combustível: GANEX diluído em ThO2.

Isotopo	**wt%**	**Isotopo**	**wt%**	**Isotopo**	**wt%**
Th-232	7,10033E+01	Np-239	7,41206E-02	Cm-242	4,07159E-02
U-233	3,27904E-09	Pu-238	2,91887E-01	Cm-244	4,66767E-02
U-234	2,45016E-04	Pu-239	7,64332E+00	Cm-245	1,62422E-03
U-235	1,27516E-02	Pu-240	2,61295E+00	O-16	1,20617E+01
U-236	6,51845E-03	Pu-241	2,45683E+00	Nd-143	1,95007E-01
U-237	9,28717E-06	Pu-242	9,28489E-01	Sm-150	3,91059E-02
U-238	1,55013E+00	Am-241	1,30758E-01	Eu-153	8,31568E-03
Np-237	7,16514E-01	$Am-242^m$	2,40637E-04		
Np-238	1,17391E-03	Am-243	1,77561E-01		

6.2. Resultados

A Figura 64 apresenta os fatores de multiplicação efetivo do sistema SSFR com a camada refletora, analisando dois materiais diferentes nesta camada, comparando-os juntamente com o sistema sem a camada. Os valores de k_{eff} para os casos analisados tiveram o mesmo comportamento esperado das análises anteriores. Os valores de k_{eff} ficaram próximos uns dos outros, o que mostra que a inserção da camada refletora no SSFR podem não alterar significativamente os parâmetros de transmutação no sistema. No geral, os valores de k_{eff} para o HT-9 foram maiores, o que poderia indicar maiores reações de fissão no sistema com a inserção da camada refletora utilizando este material.

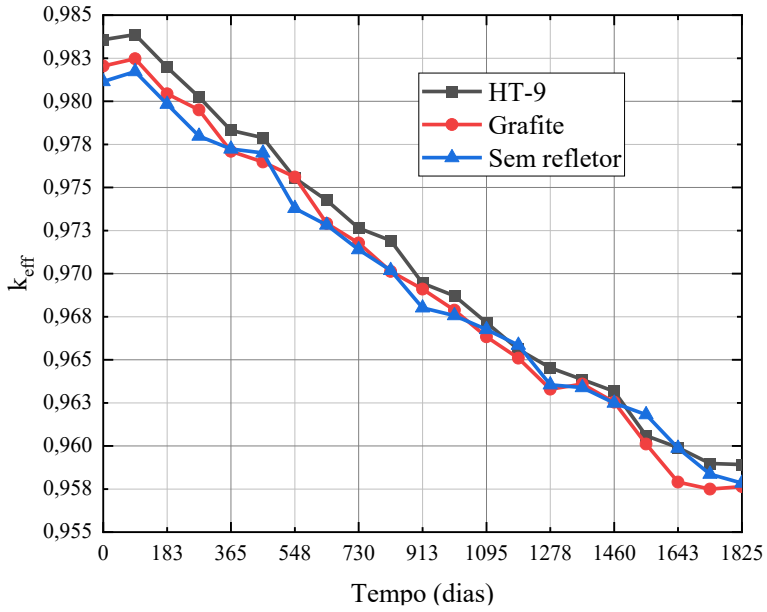
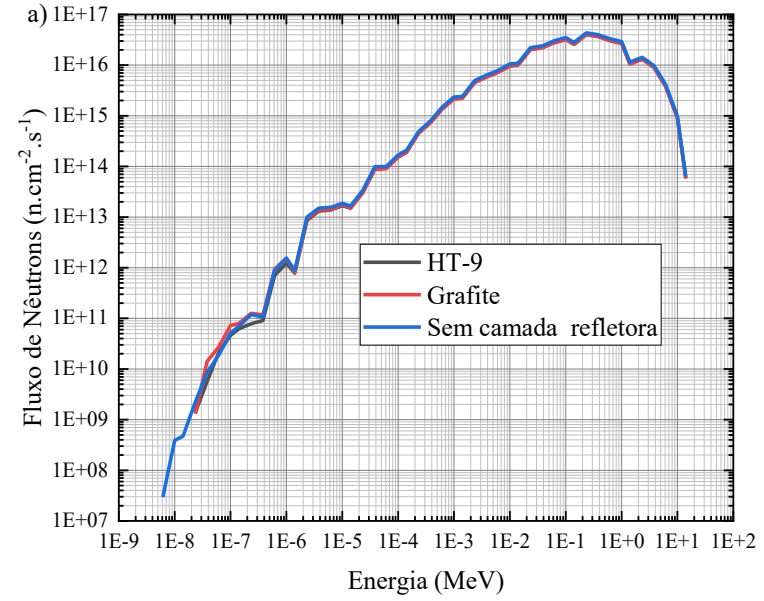
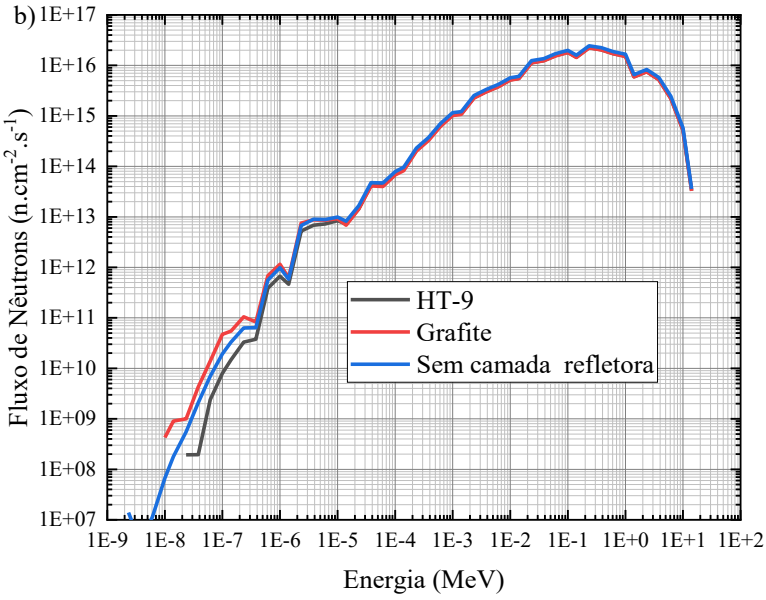


Figura 64. Fator de multiplicação efetivo durante a queima combustível do SSFR com e sem a camada refletora.

As Figuras 65, 66 e 67 mostram o comportamento do fluxo de nêutrons nas três regiões do núcleo após o primeiro, o terceiro e o quinto ano de queima do combustível dos sistemas SSFR analisados, respectivamente. Considerando o núcleo interno, como a inserção da camada refletora é na parte externa do núcleo, não houve mudanças significativas no núcleo durante a queima do combustível, com exceção no final da queima, onde o fluxo térmico do SSFR sem a camada refletora foi ligeiramente maior do que o sistema sem a camada (Figura 65-a).

Em relação à região do núcleo externo, o fluxo de nêutrons ao longo da queima do combustível se mostrou diferente na faixa térmica de energia, onde o grafite apresentou maiores valores do que o sistema sem a camada refletora e também do que o HT-9. Neste caso, o HT-9 apresentou menores valores de fluxo térmico no núcleo externo do sistema, o que poderia representar menores induções de reações de fissão em núcleos físseis. A mesma análise pode ser feita o núcleo produtor, onde os valores de fluxo são maiores para o grafite do que o SSFR sem a camada refletora e o HT-9, respectivamente, tanto na faixa epitérmica quanto na faixa térmica de energia. O maior fluxo de nêutrons na faixa epitérmica de energia pode aumentar as reações de captura de nêutrons pela região de ressonância do Th-232, resultando na maior produção de U-233 nesta região, para os respectivos casos.


a)
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)
HT-9
Grafite
Sem camada refletora


b)
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)
HT-9
Grafite
Sem camada refletora

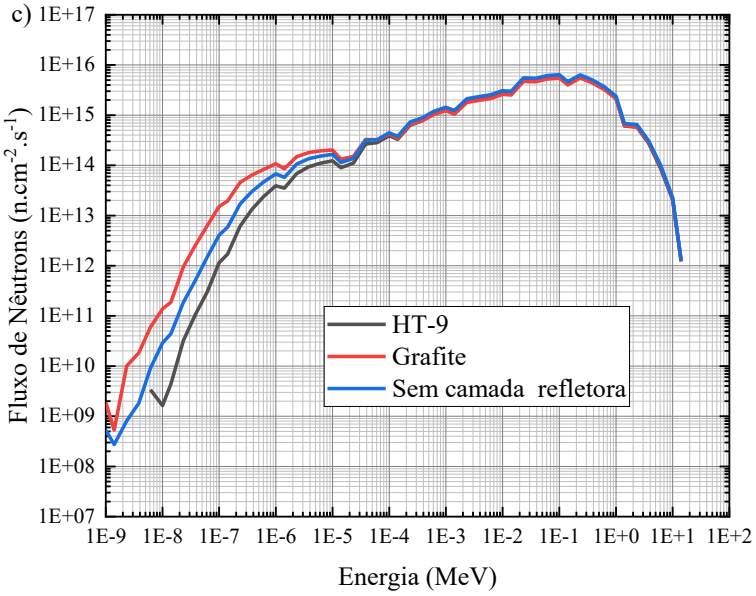
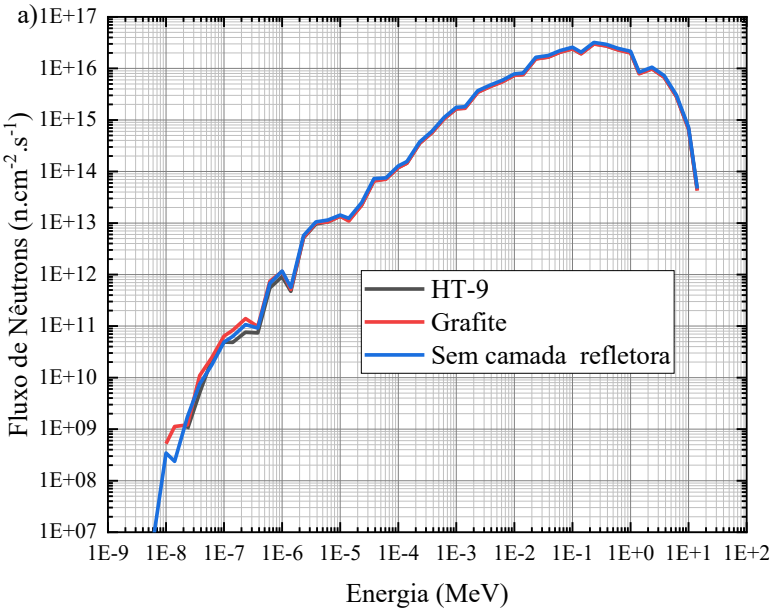


Figura 65. Fluxo de nêutrons após 1 ano de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.



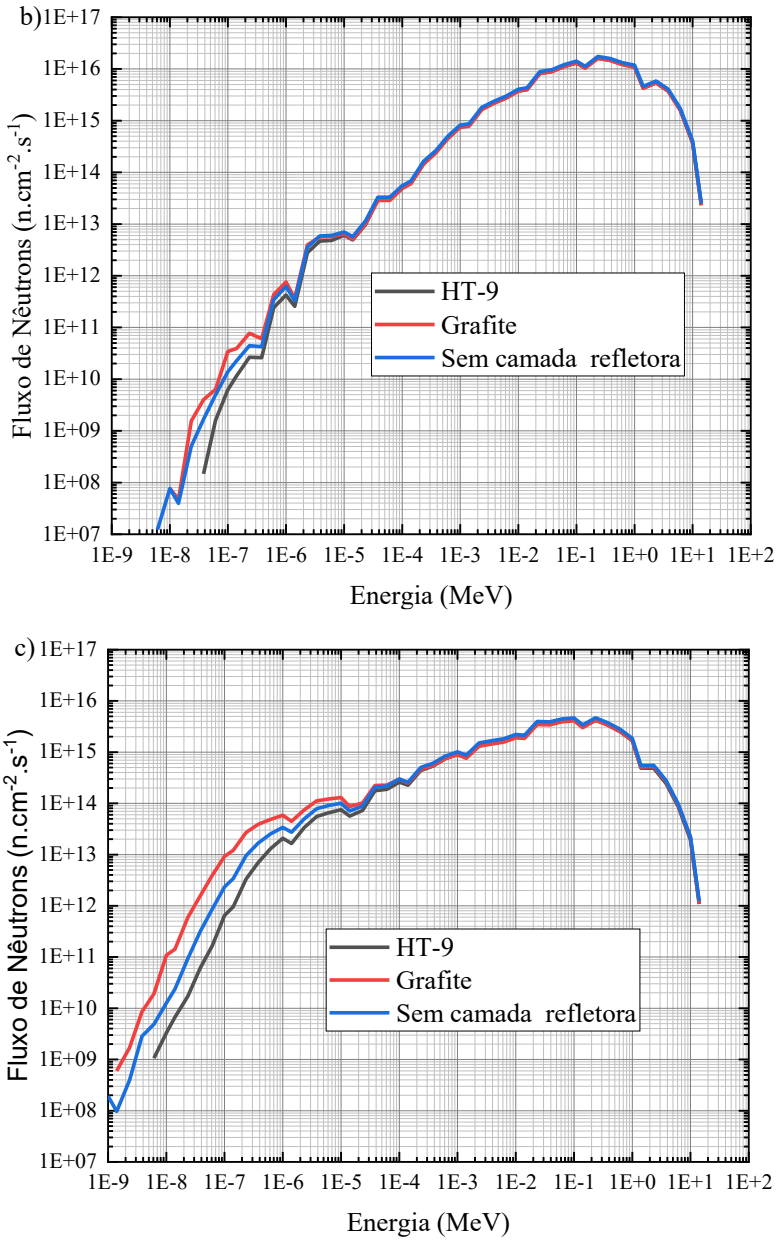
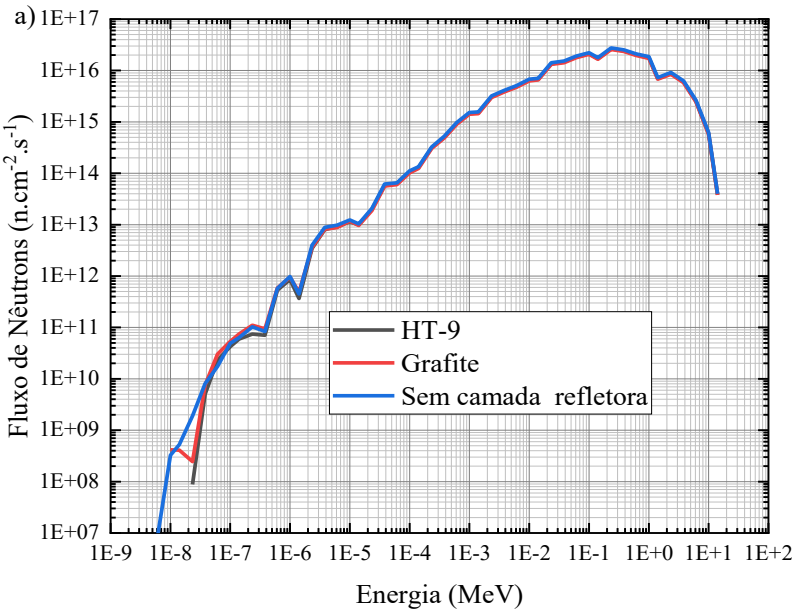
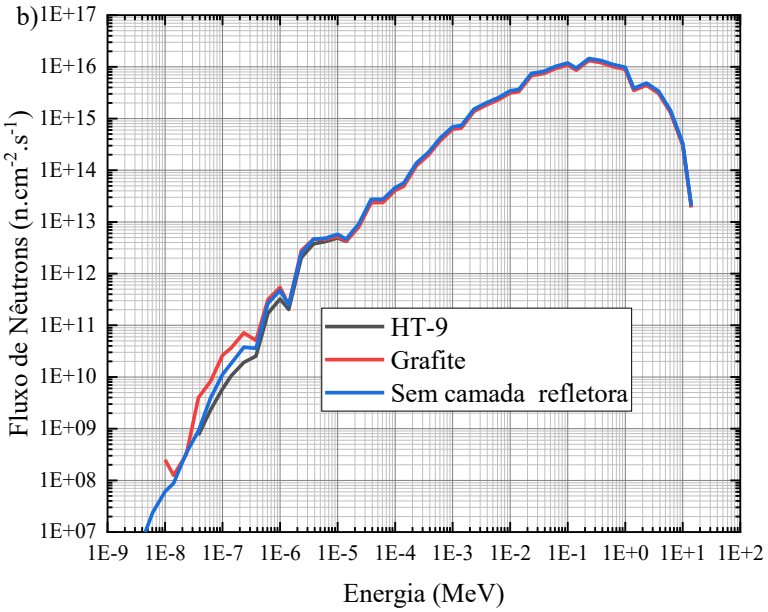


Figura 66. Fluxo de nêutrons após 3 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.


a)
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)
HT-9
Grafite
Sem camada refletora


b)
Fluxo de Nêutrons (n.cm-2.s-1)
1E+17
1E+16
1E+15
1E+14
1E+13
1E+12
1E+11
1E+10
1E+09
1E+08
1E+07
1E-9 1E-8 1E-7 1E-6 1E-5 1E-4 1E-3 1E-2 1E-1 1E+0 1E+1 1E+2
Energia (MeV)
HT-9
Grafite
Sem camada refletora

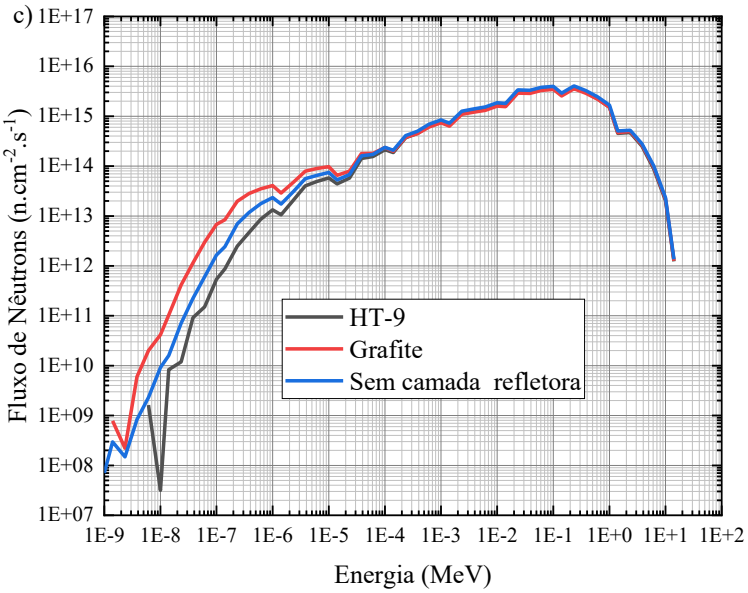
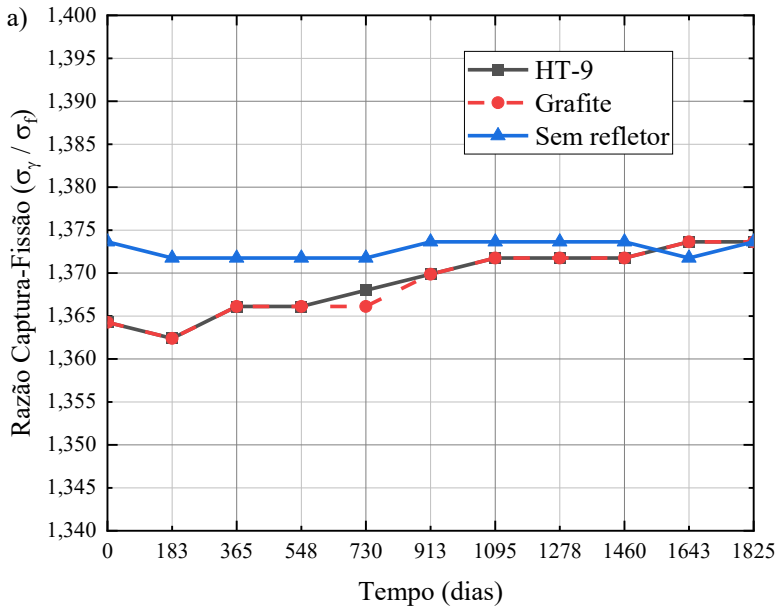
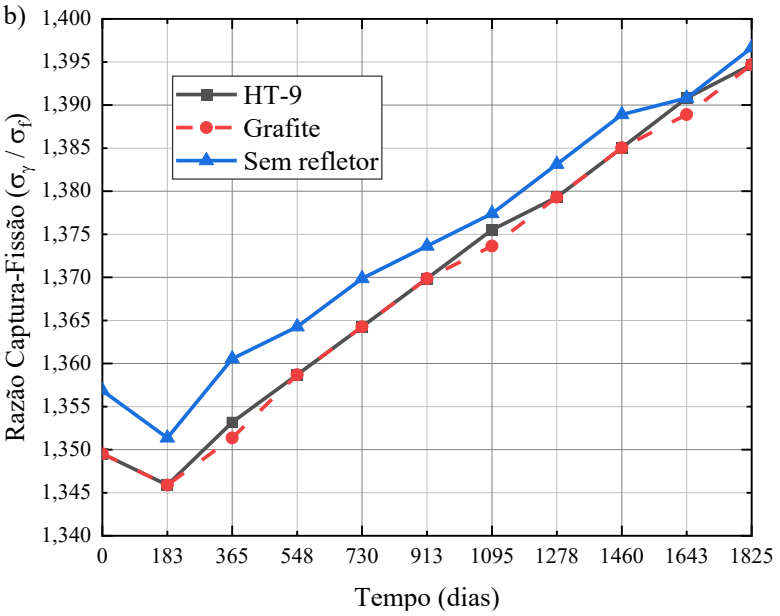


Figura 67. Fluxo de nêutrons após 5 anos de queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

A Figura 68 mostra a razão captura-fissão nas diferentes regiões do núcleo do SSFR para os diferentes sistemas analisados. Em relação ao núcleo interno, o sistema com a camada refletora apresentou menores valores na razão σ_γ/σ_f durante a queima do combustível, o que mostra que o sistema SSFR com a inserção da camada aumenta a quantidade de fissão no núcleo interno. Analogamente no núcleo externo, também houveram menores valores de σ_γ/σ_f no sistema modelado com a camada refletora. Em relação ao núcleo produtor, o sistema com a camada refletora com grafite apresentou valores ligeiramente inferiores do que o HT-9 e do que o sistema sem a camada refletora, aumentando a probabilidade de fissão ao invés de captura radioativa no núcleo produtor.


a)
Razão Captura-Fissão (σ_γ / σ_f)
Tempo (dias)
HT-9
Grafite
Sem refletor
1,400
1,395
1,390
1,385
1,380
1,375
1,370
1,365
1,360
1,355
1,350
1,345
1,340
0
183
365
548
730
913
1095
1278
1460
1643
1825


b)
Razão Captura-Fissão (σ_γ / σ_f)
Tempo (dias)
HT-9
Grafite
Sem refletor
1,400
1,395
1,390
1,385
1,380
1,375
1,370
1,365
1,360
1,355
1,350
1,345
1,340
0
183
365
548
730
913
1095
1278
1460
1643
1825

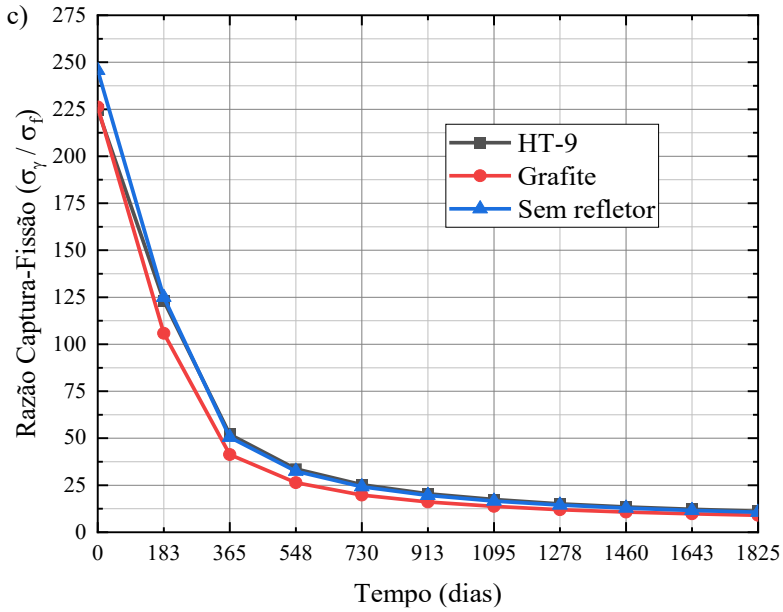


Figura 68. Razão captura-fissão nos diferentes sistemas durante a queima do combustível sobre os núcleos: a) interno; b) externo; c) produtor.

A Figura 69 mostra a densidade de potência total no SSFR para os casos analisados. O valores de densidade de potência durante a queima do combustível são maiores para o sistema SSFR modelado com a camada refletora do que sem a camada. Além disso, o sistema com o HT-9 na camada refletora obteve maiores valores do que o grafite, o que indica maiores energia sendo liberada por unidade de tempo no SSFR com o HT-9 como material da camada refletora.

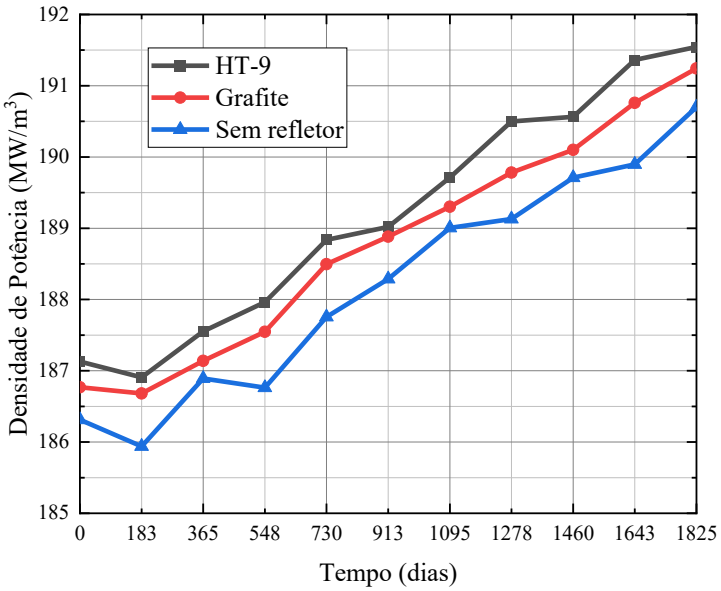


Figura 69. Densidade de potência total no núcleo do SSFR durante a queima do combustível.

A queima, em GWd por tonelada de metal pesado, é apresentada na Figura 70. Os valores de queima aumentaram ao longo do tempo, se mantendo praticamente os mesmos durante a queima do combustível entre os casos analisados, o que indica transmutação de metais pesados similares no sistema com e sem a camada refletora no SSFR.

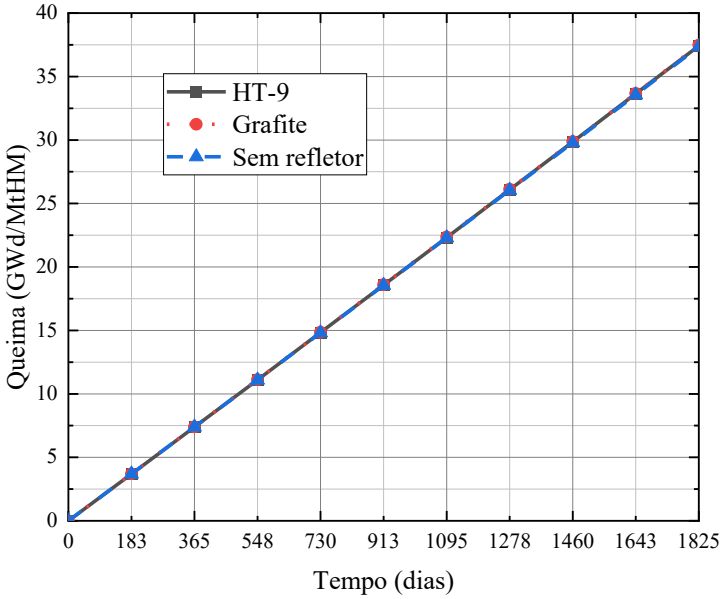


Figura 70. Queima em GWd/tHM em todo o núcleo do SSFR.

A atividade no SSFR ao longo da queima do combustível para os diferentes sistemas analisados é mostrada na Figura 71. O sistema SSFR sem a camada refletora apresentou os menores valores de atividade após a metade do primeiro ano de queima, o que mostra menores emissões de partículas nesse caso. Os valores de atividade do sistema SSFR com a camada refletora para o grafite e o HT-9 são praticamente os mesmos a longo de toda a queima do combustível.

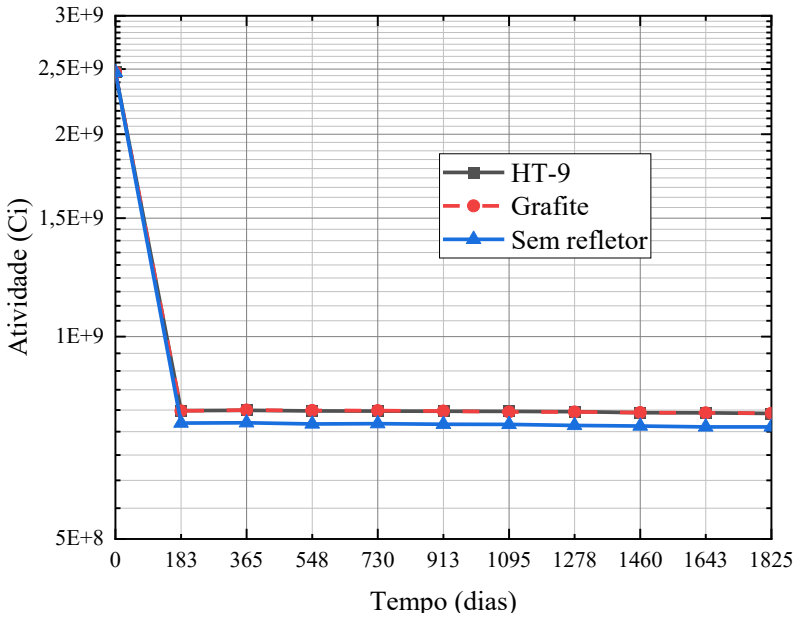


Figura 71. Atividade no SSFR durante a queima do combustível.

A Tabela 29 apresenta as variações de massa dos actinídeos maiores (U, Pu) e menores (Np, Am e Cm) após a simulação de queima do combustível, considerando todo o núcleo do SSFR. Analisando os isótopos com maiores variações de massa, o sistema SSFR sem a camada refletora apresentou maiores valores de produção de U-233, elemento físsil utilizado em reatores de potência convencionais. Além disso, houve uma maior diminuição de massa dos isótopos Pu-239 e Pu-241 no sistema sem a camada refletora, o que pode indicar uma melhor escolha para o sistema ser modelado sem a camada refletora, considerando somente estes isótopos, o que seria muito superficial.

Tabela 29. Variação de massa de actinídeos maiores e menores após a queima do combustível.

	Δm (kg)		
Isótopo	**HT-9**	**Grafite**	**Sem Refletor**
U-232	6,984E-02	7,301E-02	7,107E-02
U-233	1,982E+02	1,974E+02	2,006E+02
U-234	4,619E+00	4,718E+00	4,142E+00
U-235	-6,189E-02	-5,460E-02	-6,842E-02
U-236	2,185E-01	2,185E-01	2,199E-01
U-237	-9,610E-04	-9,620E-04	-9,699E-04
U-238	-4,950E+00	-4,930E+00	-4,970E+00
Np-237	-1,184E+01	-1,182E+01	-1,184E+01
Np-238	-1,458E-01	-1,458E-01	-1,458E-01
Np-239	-1,023E+01	-1,023E+01	-1,023E+01
Pu-238	1,192E+01	1,191E+01	1,197E+01
Pu-239	-1,298E+02	-1,297E+02	-1,302E+02
Pu-240	1,172E+01	1,159E+01	1,170E+01
Pu-241	-1,110E+02	-1,108E+02	-1,111E+02
Pu-242	3,330E+00	3,320E+00	3,320E+00
Am-241	5,950E+01	5,960E+01	5,970E+01
$Am\text{-}242^{m}$	1,143E+00	1,142E+00	1,119E+00
Am-243	4,960E-01	5,020E-01	1,195E+00
Cm-242	-4,860E+00	-4,860E+00	-4,880E+00
Cm-243	5,150E-02	5,140E-02	4,740E-02
Cm-244	1,051E+00	1,054E+00	9,010E-01
Cm-245	2,440E-01	2,440E-01	2,350E-01
Cm-246	1,040E-02	1,039E-02	1,029E-02

As Figuras 72 e 73 mostram a radiotoxicidade por ingestão e inalação, respectivamente, após a queima do combustível para os casos analisados. Em relação à readiotoxicidade por ingestão, os valores ficaram muito próximos durante a queima do combustível. Considerando a radiotoxicidade por inalação, o sistema SSFR modelado com a camada refletora apresentou maiores valores do que o sistema sem as camadas, o que significa maiores quantidades de produtos de fissão sendo produzidos ao longo da queima de combustível.

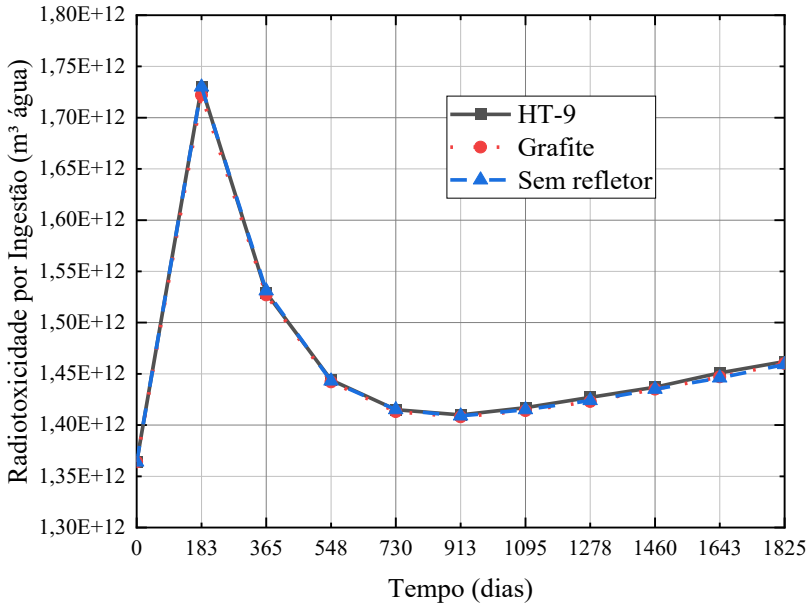


Figura 72. Radiotoxicidade por ingestão no SSFR durante a queima do combustível.

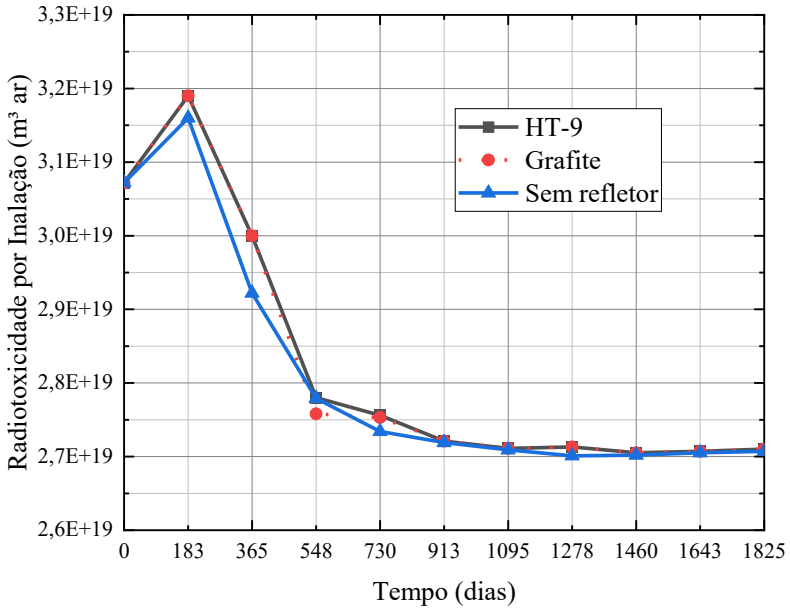


Figura 73. Radiotoxicidade por inalação no SSFR durante a queima do combustível.

A Tabela 30 mostra o crescimento dos produtos de fissão no SSFR após a simulação de queima do combustível para os casos analisados. A produção de produtos de fissão no núcleo produtor, uma vez mais, foi irrisória (da ordem de miligramas). Houve uma produção de produtos de fissão um pouco maior em todas as regiões do núcleo no SSFR modelado com a camada refletora do que o sistema sem a camada. O HT-9 como material da camada refletora

no SSFR foi o que teve o maior aumento da quantidade de produtos de fissão para todo o núcleo, indicando maiores transmutações de actinídeos por reações de fissão com este sistema.

Tabela 30. Produção de produtos de fissão após a queima do combustível no SSFR.

	Δm (kg)		
	HT-9	**Grafite**	**Sem Refletor**
Núcleo Interno	40,856	40,896	39,537
Núcleo Externo	45,412	45,276	44,254
Total	86,268	86,172	83,791

A Tabela 31 apresenta a variação de massa total dos transurânicos após a queima do combustível. Os valores de variação em massa do transurânicos no núcleo produtor foram, uma vez mais, insignificantes e, relação às outras regiões do núcleo do SSFR. Apesar da inserção da camada refletora no sistema, a variação de massa dos transurânicos por reações de fissão foi maior no HT-9 do que no sistema sem a camada refletora, que foi ainda ligeiramente maior do que o sistema com grafite na camada refletora no SSFR.

Tabela 31. Transmutação de transurânicos por reações de fissão após a queima no SSFR.

	Δm (kg)		
	HT-9	**Grafite**	**Sem Refletor**
Núcleo Interno	-80.,983	-80,987	-80,355
Núcleo Externo	-97,427	-97,145	-97,843
Total	-178,41	-178,13	-178,20

Finalmente, a Tabela 32 apresenta a transmutação total de actinídeos por reação de fissão com a camada refletora inserida no SSFR e o sistema sem essa camada. O sistema SSFR com a camada refletora apresentou maiores valores de transmutação de actinídeos do que o sistema sem a referida camada, mostrando que essa inserção aumenta a transmutação de actinídeos no SSFR. Quanto ao material da camada refletora, o HT-9 apresentou os maiores valores e

transmutação, o que o torna a escolha mais adequada, neste sistema, para o material da camada refletora na parte externa do núcleo do SSFR.

Tabela 32. Transmutação de actinídeos por reações de fissão após a queima no SSFR.

	Δm (kg)		
	HT-9	**Grafite**	**Sem Refletor**
Núcleo Interno	-95,507	-95,709	-94,888
Núcleo Externo	-109,04	-108,01	-108,88
Núcleo Produtor	-1,8044	-2,3866	-1,7670
Total	-206,35	-206,11	-205,54

6.3. Conclusão

Com base nas análises realizadas sobre a inserção de uma camada refletora no Pequeno Reator Rápido Subcrítico (SSFR), é evidente que essa adição traz benefícios significativos para a transmutação de actinídeos. A presença da camada refletora de nêutrons no núcleo do SSFR resultou em um aumento considerável na produção de produtos de fissão em todas as regiões, destacando a eficácia desse recurso na otimização do processo de transmutação. Dentre os materiais avaliados para compor essa camada refletora, o HT-9 se destacou por proporcionar o maior aumento na produção de produtos de fissão, além de potencializar a transmutação de transurânicos. Essa eficiência se deve às propriedades do HT-9, que atua de forma mais eficaz na reflexão dos nêutrons, intensificando as reações de fissão e, consequentemente, reduzindo os níveis de radiotoxicidade do combustível nuclear.

Portanto, a modelagem do SSFR com a camada refletora de nêutrons, especialmente utilizando o material HT-9, mostrou-se a opção mais indicada para a transmutação de actinídeos. Comparado ao sistema sem a camada refletora, o SSFR com a camada refletora oferece um desempenho superior na redução da radiotoxicidade, graças à maior transmutação de transurânicos. As análises deixam claro que a escolha do material refletor é crucial para maximizar a eficiência do reator, e o HT-9 se estabelece como o material mais adequado para esse propósito, reforçando o SSFR como uma solução promissora para o gerenciamento de resíduos nucleares de alto nível.

7. CONCLUSÃO FINAL

A simulação de queima de combustível de um reator rápido subcrítico de pequeno porte (SSFR) foi analisada sob diferentes fontes externas de nêutrons, como o sistema acionado pela fonte externa de nêutrons de evaporação (ADS) e a fonte externa de nêutrons de fusão. Os resultados mostraram que as fontes de fusão e de evaporação apresentaram valores de queima semelhantes durante a simulação de queima do combustível. Além disso, os valores de queima foram altos nos núcleos interno e externo. O sistema proposto com a fonte externa de evaporação apresentou menores valores de queima do que o sistema com a fonte externa de fusão no núcleo interno devido ao espectro de nêutrons mais endurecido proveniente da fonte de fusão. A produção de U-233 foi significativa, principalmente no núcleo externo, e ultrapassou 200 kg para cada caso, podendo ser utilizado em reatores convencionais para geração de energia. Os valores de transmutação por reações de fissão foram maiores com a fonte de fusão do que com a fonte de evaporação, principalmente no núcleo interno, enquanto o sistema com a fonte de evaporação apresentou maiores valores de transmutação do que com a fonte de fusão no núcleo externo. Além disso, considerando os actinídeos, o sistema com a fonte de fusão apresentou maiores valores de transmutação por reações de fissão do que o sistema com a fonte de evaporação em relação ao núcleo interno.

No geral, o fluxo de nêutrons mais endurecido da fonte externa de nêutrons de fusão no sistema aumenta a probabilidade de induzir reações de fissão em actinídeos no SSFR, principalmente nos núcleos internos e produtores. Ao mesmo tempo, o sistema com a fonte de evaporação apresenta maiores valores de transmutação no núcleo externo devido ao seu mais elevado espectro de nêutrons. Portanto, a análise apresentada neste estudo contribui para uma melhor compreensão do comportamento de queima e transmutação de combustível em SSFR, o que pode auxiliar no projeto e na análise de tais sistemas.

Em conclusão, o reator rápido subcrítico é uma opção promissora para a transmutação de actinídeos por meio de reações de fissão e pode efetivamente abordar a questão do gerenciamento de resíduos nucleares de alto nível. O reator proposto demonstrou altas taxas de transmutação de transurânicos por reações de fissão, aproximadamente 177 kg, e actinídeos, cerca de 206 kg, destacando a eficácia do sistema em reduzir significativamente a radiotoxicidade do combustível. Embora o sistema com a fonte de fusão apresentasse valores de criticalidade mais baixos do que o sistema com a fonte externa de evaporação, o fluxo de nêutrons mais endurecidos no núcleo poderia indicar que o período de queima poderia ser

estendido. Portanto, o reator subcrítico rápido modelado usando a fonte externa de fusão pode ser uma alternativa favorável para fins de transmutação de transurânicos devido ao seu tamanho, espectro de nêutrons mais endurecido e alta eficiência na indução de reações de fissão em actinídeos. No geral, o sistema proposto tem um potencial significativo no gerenciamento de actinídeos menores e maiores, uma questão de decisão premente na indústria nuclear atualmente.

Em relação à modelagem do sistema e do tipo de matriz combustível a ser utilizado no sistema proposto, foi apresentado que uma possível simplificação na modelagem do pequeno reator rápido subcrítico – de heterogêneo para semi-heterogêneo, não altera tanto nos parâmetros de transmutação final de actinídeos, reduzindo significativamente o tempo das simulações e exigência computacional tratando o sistema de maneira semi-heterogênea neste caso específico. Entretanto, é importante salientar que o tipo de modelagem do SSFR bem como o combustível utilizado impacta de maneira significativa nos parâmetros neutrônicos, principalmente quanto ao tipo de modelagem do sistema. A simplificação do sistema modelado de maneira heterogênea para semi-heterogênea pode não ser um caminho a se seguir, já que a análise apresentou grandes diferenças neutrônicas nos diferentes sistemas estudados. Apesar das quantidades totais de actinídeos transmutados por reações de fissão serem reduzidas de maneira similar, independentemente da modelagem do sistema e tipo de combustível, é notável que as devidas avaliações de cada análise separado apresentaram significativas diferenças. Ademais, no combustível à base de urânio empobrecido, há um crescimento de elementos transurânicos após a simulação de queima, o que mostra que o combustível reprocessado diluído em tório seja uma opção mais desejável para transmutação no pequeno reator rápido subcrítico modelado.

No que se refere às análises realizadas em relação à inserção da camada refletora no *Small Subcritical Fast Reactor* (SSFR) e seu impacto na transmutação de actinídeos, algumas conclusões significativas podem ser extraídas. A inserção de uma camada refletora de nêutrons resultou em um aumento na produção de produtos de fissão em todas as regiões do núcleo, com o material HT-9 como material da camada refletora apresentando um maior aumento. Da mesma forma, houve uma maior transmutação de transurânicos com o HT-9 como material da camada refletora no SSFR. Logo, o SSFR modelado com a camada refletora se mostrou um bom sistema para a transmutação de transurânicos por reações de fissão, diminuindo os níveis ainda mais de radiotoxicidade do combustível nuclear em relação ao sistema sem a referida camada.

A tese abre espaço para uma gama relevante de estudos adicionais no sistema modelado, em termos de novos materiais a serem investigados no sistema, análises termo hidráulicas e outras investigações em termos de neutrônica, de modo a aprimorar ainda mais o desempenho e a segurança (em termos de *safety*) do projeto do SSFR – Pequeno Reator Rápido Subcrítico. Como possíveis ideias já analisadas pelo grupo de pesquisa do DEN-UFMG, estudos futuros investigarão, neutronicamente, materiais, principalmente ligas de vanádio e tungstênio, para a primeira parede de contenção do plasma do Sistema Híbrido de Fusão-Fissão estudado (FFS), de onde se obteve o fluxo de fusão base para este trabalho, de modo a se obter um perfil de fluxo de nêutrons de fusão entre deutério e trítio que chega na camada transmutadora do FFS mais endurecido, definindo e analisando no novo sistema modelado (SSFR) o seu impacto nos parâmetros neutrônicos e, principalmente, de transmutação de actinídeos, sobretudo de elementos transurânicos. Além disso, será analisado, por consequência, a distribuição do fluxo radial e axial no núcleo do SSFR modelado de modo a se introduzir no sistema barras de desligamento (*shutdown*), de modo a aumentar ainda mais os parâmetros inerentes de segurança (*safety*) característicos do pequeno reator rápido subcrítico, culminando no aprimoramento do referido sistema.

REFERÊNCIAS

[1] International Energy Agency (IEA), Nuclear Power in a Clean Energy System, IEA, Paris https://www.iea.org/reports/nuclear-power-in-a-clean-energy-system, Licence: CC BY 4.0 (2019).

[2] Saha, P., Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics: Past, Present and Future, ASME Press, 2017. DOI: https://doi.org/10.1115/1.861288.

[3] Agency, I.E., *Country Nuclear Power Profiles*. 2015.

[4] Agency, I.E., Monthly Electricity Statistics. 2016.

[5] Gilberti, M., Pereira, C., Veloso, M., Costa, A., Transuranics Transmutation Using Neutrons Spectrum from Spallation Reactions. Science and Technology of Nuclear Installations, pages 1-23 (2015). DOI:10.1155/2015/104739.

[6] A. Marques, R. V., Saturnino, M., Martins, F., Velasquez, C. E., Pereira, C., Veloso, M., Costa, A., Tritium Breeder Layer Evaluation of Fusion-Fission Hybrid System, Fusion Science and Technology, Taylor & Francis 76(2), pages 145–152. https://doi.org/10.1080/15361055.2019.1704594.

[7] International Atomic Energy Agency (IAEA), 2021, IAEA nuclear energy series, ISSN 1995–7807; no. NR-T-1.18 (2021).

[8] International Atomic Energy Agency (IAEA), Status of small reactor designs without on-site refueling, Nuclear Energy Series IAEA-TECDOC-1536 (2007).

[9] Rubbia, C., Roche, Ch., Revol, J., Mandrillon, P., Klapisch, R., Kadi, Y., Gelès, C., Galvez, J., Fietier, N., Carminati, F., Buono, S., Rubio, J., Conceptual design of a fast neutron operated high power energy amplifier, 1995.

[10] Nifenecker, H., Meplan, O., David, S., Accelerator Driven Subcritical Reactors (1st ed.), CRC Press (2003). https://doi.org/10.1201/9781420034738.

[11] Hussein, E.M.A., Emerging small modular nuclear power reactors: A critical review, Physics Open, Volume 5, ELSEVIER - December (2020).

[12] Brown, N. R., Worrall, A., Todosow, M., Impact of thermal spectrum small modular reactors on performance of once-through nuclear fuel cycles with low-enriched uranium, Annals of Nuclear Energy (2016). DOI:10.1016/j.anucene.2016.11.003.

[13] Saito, S., Tsujimoto, K., Kikuchi, K., Kurata, Y., Sasa, T., Umeno, Nishihara, K., Mizumoto, M., Ouchi, N., Takei, H., Oigawa, H., Design optimization of ADS plant proposed by JAERI, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers,

Detectors and Associated Equipment, Volume 562, Issue 2 (2006). https://doi.org/10.1016/j.nima.2006.02.078.
[14] Tran Minh, T., Analyzing the Neutron Parameters in the Accelerator Driven Subcritical Reactor Using the Mixture of Molten Pb-Bi as Both Target and Coolant, Atoms 2021, 9, 95 (2021). https://doi.org/10.3390/atoms9040095.

[15] Guo, D., Xie, F., Zhao, J., Research and Comparison of Solid Spallation Targets in Accelerator Driven System(ADS), Advances in Engineering Research, volume 94, 2nd International Conference on Sustainable Development – ICSD (2016). DOI: 10.2991/icsd-16.2017.126.

[16] Zhivkov, P. Stoyanov, C., Furman, W., Accelerator driven system for transmutation and energy production, EPJ Web of Conferences 194, 08002 (2018). https://doi.org/10.1051/epjconf/201819408002.

[17] Deng, N., Xie, J., Hou, C., Zeng, W., Chen, Z., Yu, T., Pengcheng, Z., Liu, Z., Xie, C., Xie, Q., Dynamic Characteristics of Accelerator-Driven Subcritical Reactor With Self-Adapting Multi-Mode Core Few-Group Constants. Frontiers in Energy Research. 8:603084 (2021). DOI:10.3389/fenrg.2020.603084.

[18] Nuclear Energy Agency (NEA), Organization for Economic Co-operation and Development (OECD), Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles - A Comparative Study, 2002.

[19] Marques, R.V.A., Sistema Híbrido Fusão-Fissão: Uma Avaliação Neutrônica de Refrigerantes e da Camada Produtora de Trítio, Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares), Departamento de Engenharia Nuclear, UFMG, Belo Horizonte, p. 119., 2019.

[20] Gerstner, E., The hybrid returns, Nature, Vol. 460 (2009).

[21] Velasquez, C.E., Barros, G.P., Veloso, M.A., Costa, A., Pereira, C., Axial Neutron Flux Evaluation in a Tokamak System: a Possible Transmutation Blanket Position for a Fusion Transmutation System, Nuclear Physics 42:237–247, Sociedade Brasileira de Física (2012).

[22] Plukienė, R., Plukis, A., Juodis, L., Remeikis, V., Šalkauskas, O., Ridikas, D., Gudowski, W., Transmutation considerations of LWR and RBMK spent nuclear fuel by the fusion–fission hybrid system, Nuclear Engineering and Design, Volume 330, 2018, Pages 241-249 (2018). https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.01.046.

[23] Bedenko, S., Lutsik, I., Prikhodko, V., Matyushin, A., Polozkov, S., Shmakov, V., Vega-Carrillo, H., Fusion-fission hybrid reactor with a plasma source of deuterium-tritium neutrons in a linear configuration, Progress in Nuclear Energy, Volume 154 (2022). https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2022.104477.

[24] Hong, S., Kim, M., Neutronic investigation of waste transmutation option without partitioning and transmutation in a fusion-fission hybrid system, Nuclear Engineering and Technology, Volume 50, Issue 7, Pages 1060-1067 (2018). https://doi.org/10.1016/j.net.2018.06.008.

[25] Şahin, S., Şahin, H., Tunç, G., Monte Carlo analysis of LWR spent fuel transmutation in a fusion-fission hybrid reactor system, Nuclear Engineering and Technology, Volume 50, Issue 8, Pages 1339-1348 (2018). https://doi.org/10.1016/j.net.2018.08.006.

[26] A. Lafuente, M. Piera, Nuclear fission sustainability with subcritical reactors driven by external neutron sources, Annals of Nuclear Energy, Volume 38, Issue 4, Pages 910-915 (2011). https://doi.org/10.1016/j.anucene.2010.11.024.

[27] Zafar, Z., Kim, M., Embedded fission source approach to analyze external source effect in a subcritical reactor, Nuclear Engineering and Design, ELSEVIER – February (2018). https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.11.039.

[28] Ren, L., Li, Z., Han, Y., Wang, X., Zhang, J., Neutronics study of a subcritical system driven by external neutron source for 99Mo production, Fusion Engineering and Design, Volume 165 (2021). https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112263.

[29] Barros, G., Carvalho, K., Velasquez, C., dos Santos, A., Vasconcelos, V., Campolina, D., Pereira, C., Comparison of spallation and fusion neutron sources in fuel transmutation and regeneration, Annals of Nuclear Energy, 155(10):108159 (2021). DOI:10.1016/j.anucene.2021.108159.

[30] Velasquez, C., Pereira, C., Veloso, M., Costa, A., Barros, G., Fusion–Fission Hybrid Systems for Transmutation, Journal of Fusion Energy, Volume 35, pages 505-512 (2016). https://doi.org/10.1007/s10894-016-0080-3.

[31] MacFarlane, R.E., Muir, D.W., Boicourt, R.M., Kahler, A.C., The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2012, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-12-27079 (2012). https://t2.lanl.gov/nis/publications/NJOY2012.pdf.

[32] Nuclear Energy Agency, JEFF-3.3 evaluated data library. https://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/jeff33/index.html.

[33] X-5 Monte Carlo Team, Mcnp, A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, vol. II. User's Guide University of California, Los Alamos National Laboratory (2003).

[34] Croff, A., A USER'S MANUAL FOR THE ORIGEN2 COMPUTER CODE. ORNL/TM-7175 (1980).

[35] Poston, D., Trellue, H., USER'S MANUAL, Version 2.0 for Monteburns Version 1.0.LA-UR-99-4999 (1999).

[36] Zheng, M., Tian, X., Wei, H., Zhang, D., Wu, Y., Qiu, S., Su, G., Development of a MCNP–ORIGEN burn-up calculation code system and its accuracy assessment, Annals of Nuclear Energy, vol. 63, pages 491-498, January (2014). https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.020.

[37] Duderstadt, J.J., Hamilton, L.J., Nuclear Reactor Analysis, John Wiley & Sons, 1976.

[38] Stacey, W. M., Nuclear Reactor Physics, Wiley-VCH, 2nd Edition, 2007.

[39] Lamarsh, J.R., Baratta, A.J., Introduction to Nuclear Engineering, Pearson Education, 3rd Edition, 2001.

[40] Nikitina, A., Ageev, v., Leont'eva-Smirnova, M., Mitrofanova, N., Naumenko, I., Tselishchev, A., Chernov, V., Advances in Structural Materials for Fast-Reactor Cores, Atomic Energy, Volume 119, pages 362–371 (2016). https://doi.org/10.1007/s10512-016-0074-2.

[41] Gelles, D.S., Development of martensitic steels for high neutron damage applications, Journal of Nuclear Materials, Volume 239, Pages 99-106 (1996). https://doi.org/10.1016/S0022-3115(96)00474-6.

[42] OCDE/AEN, Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermalhydraulics and Technologies, Nuclear Science, Éditions OCDE, Paris (2015). https://doi.org/10.1787/42dcd531-en.

[43] Zhang, Jinsuo, Lead–Bismuth Eutectic (LBE): A Coolant Candidate for Gen. IV Advanced Nuclear Reactor Concepts, Advanced Engineering Materials (2014). DOI: 10.1002/adem.201300296.

[44] Şahin, S., Şahin, H.M., Şahiner, H., Tunç, G., Study on the fusion reactor performance with different materials and nuclear waste actinides, Int J Energy Res., 45: 11759–11774 (2021). https://doi.org/10.1002/er.5708.

[45] Marsden, B.J., Jones, A.N., Hall, G.N., Treifi, M., Mummery, P.M., Graphite as a core material for Generation IV nuclear reactors, Structural Materials for Generation IV Nuclear Reactors, Woodhead Publishing, Pages 495-532 (2017). https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100906-2.00014-8.

[46] Cota, S., Pereira, C., Neutronic evaluation of the non-proliferating reprocessed nuclear fuels in pressurized water reactors, Annals of Nuclear Energy, Vol.24, nº10, pp. 829-834 (1997). https://doi.org/10.1016/S0306-4549(96)00051-5.

[47] Aneheim, E.H.K., Development of a Solvent Extraction Process for Group Actinide Recovery from Used Nuclear Fuel, Department of Chemical and Biological Engineering, Doctor Thesis, CHALMERS UNIVERSITY OF TECHNOLOGY, Gothenburg, Sweden (2012). https://publications.lib.chalmers.se/records/fulltext/164393.pdf.

[48] Miguirditchian, M., Chareyre, L., Sorel, C., Bisel, I., Baron, P., Masson, M., Development of the GANEX process for the reprocessing of Gen IV spent nuclear fuels. Atalante 2008: Nuclear fuel cycle for a sustainable future, France (2008). https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/40/034/40034666.pdf.

[49] Aruquipa, W., Velasquez, C., Pereira, C., Veloso, M., Costa, A., Barros, G., Reprocessing techniques of LWR spent fuel for reutilization in hybrid systems and IV generation reactors. INAC 2017: International Nuclear Atlantic Conference, Brazil (2017). https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:49018241.

[50] Ogata, T., Kim, Y., Yacout, Y., Metal Fuel Performance Modeling and Simulation, Comprehensive Nuclear Materials (Second Edition), Volume 5, Pages 43-87 (2020). DOI:10.1016/B978-0-08-056033-5.00075-6.

[51] International Atomic Energy Agency (IAEA), Thorium Fuel Cycle - Potential Benefits and Challenges, Nuclear Fuel Cycle and Materials Section ISSN 1011–4289 (2005). https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/te_1450_web.pdf.

[52] International Atomic Energy Agency (IAEA), Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel, IAEA-TECDOC-1626, International Atomic Energy Agency, Vienna (2009). https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1626_web.pdf.

[53] Zhong, Y., Norman, P., Wu, W., A feasibility study of SMART reactor power performance optimizations - Part 2: Reflector material selection, Frontiers in Energy Research, Volume 10, 2296-598X (2022). DOI=10.3389/fenrg.2022.987513.

APÊNDICE

1. ARTIGOS PUBLICADOS EM REVISTA

- TRITIUM BREEDER LAYER EVALUATION OF FUSION-FISSION HYBRID SYSTEM, FUSION SCIENCE AND TECHNOLOGY, VOLUME 76, 145–152, FEBRUARY 2020 © 2020 AMERICAN NUCLEAR SOCIETY
  DOI: https://doi.org/10.1080/15361055.2019.1704594.

- NEUTRONIC EVALUATION FOR DIFFERENT EXTERNAL NEUTRON SOURCES IN A SMALL-SUBCRITICAL FAST REACTOR, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, ELSEVIER, VOLUME 417, FEBRUARY 2024, 112868. DOI: https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112868.

2. TRABALHOS APRESENTADOS EM CONGRESSO

- International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2019
- International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2021
- Semana de Engenharia Nuclear e Ciências das Radiações - VI SENCIR 2022