



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
ESCOLA DE ENGENHARIA
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR
PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES

Natália Gonçalves Peixoto Lelis Oliveira

SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO BASEADO NO TOKAMAK - ANÁLISE
NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DO DIVERSOR

Belo Horizonte

2021

Natália Gonçalves Peixoto Lelis Oliveira

**SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO BASEADO NO TOKAMAK – ANÁLISE
NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DO DIVERSOR**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares como requisito parcial para obtenção do Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares. Área de Concentração: Engenharia Nuclear e da Energia.

Orientadora: Prof^ª. Dr^ª. Cláudia Pereira Bezerra Lima

Coorientador: Prof. Dr. Carlos Eduardo Velasquez Cabrera

Belo Horizonte

2021

O489s	<p>Oliveira, Natália Gonçalves Peixoto Lelis. Sistema híbrido fusão-fissão baseado no Tokamak - análise neutrônica da inserção do divisor [recurso eletrônico] / Natália Gonçalves Peixoto Lelis Oliveira. - 2021. 1 recurso online (ix, 60 f. : il., color.) : pdf. Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima. Coorientador: Carlos Eduardo Velasquez Cabrera.</p> <p>Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.</p> <p>Bibliografia: f. 58-60.</p> <p>Exigências do sistema: Adobe Acrobat Reader.</p> <p>1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Fusão nuclear - Teses. 3. Tokamaks - Teses. 4. Transmutação (Química) - Teses. I. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. II. Cabrera, Carlos Eduardo Velasquez. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.</p>
	CDU: 621.039(043)



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS

PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES




FOLHA DE APROVAÇÃO

SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO BASEADO NO TOKAMAK - ANÁLISE NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DO DIVERSOR

NATÁLIA GONÇALVES PEIXOTO LELIS OLIVEIRA

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

Aprovada em 19 de março de 2021, pela banca constituída pelos membros:


Prof. Cláudia Pereira Bezerra Lima - Orientadora
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Prof. Carlos Eduardo Velásquez Cabrera - Coorientador
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Prof. Sergio Ricardo de Azevedo Souza
PCTN - UFRJ


Dra. Graciany de Paula Barros
CNEN/CDTN

Belo Horizonte, 19 de março de 2021.

À minha mãe Maria, ao meu pai José e ao meu
marido pelo apoio.

AGRADECIMENTOS

Aos meus pais, Maria de Lourdes e José Romeu, por sempre me incentivarem a estudar mesmo não tendo “formação escolar completa”.

Ao meu amigo e companheiro Bruno, que sempre me apoia e me faz enxergar o mundo por outros olhos.

Aos meus irmãos Naiara, Luisa e Lucas, que sempre me ajudam quando mais preciso.

À Prof^a. Dr^a. Cláudia Pereira, pelo apoio e paciência durante o mestrado.

Ao Prof. Dr. Carlos Eduardo, pela ajuda e apoio nos percalços durante o curso.

Aos demais professores do Departamento de Engenharia Nuclear pelo apoio e afeto. Aos amigos incondicionais que fiz durante todo o mestrado, Wilmer, Isabella, Michel, Lorena e Kauan, que sempre me ajudam e estão comigo nesta caminhada.

Ao CNPq, CAPES E FAPEMIG pelo suporte financeiro.

RESUMO

O Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak tem alto potencial para transmutação de actínídeos e produtos de fissão, os quais em sua grande maioria possuem uma longa meia-vida e alta radiotoxicidade. Este sistema constitui-se de um reator de fusão nuclear acoplado a um cobertor de fissão subcrítico denominado camada transmutadora.

Neste trabalho, partindo-se de um modelo já desenvolvido no Departamento de Engenharia Nuclear, analisou-se a inserção do componente Diverisor e sua influência no comportamento neutrônico da camada transmutadora. O componente Diverisor está localizado ao longo da parte inferior da Câmara de Plasma e tem a função principal de extrair o calor e as cinzas geradas como produto das reações de fusão e outras impurezas do plasma. É composto por duas partes: a estrutura de suporte de aço inoxidável e os componentes de interface do plasma. Foram analisados dois modelos com representações geométricas distintas para simular o componente Diverisor, a fim de avaliar se a inserção deste componente pode afetar as características do fluxo de nêutrons na camada transmutadora e, conseqüentemente, sua capacidade de transmutação.

Os resultados obtidos indicam que os sistemas simulados com o componente Diverisor apresentaram melhor desempenho tanto na transmutação quanto na conversão da camada transmutadora, em comparação ao sistema sem este componente. Isso ocorre pois o componente Diverisor possibilita maior espalhamento dos nêutrons da fonte de plasma, aumentando consideravelmente a população de nêutrons que chegam na camada transmutadora.

Os dados neutrônicos foram obtidos pelo código MCNP5 e os dados da variação da composição do combustível, atividade e radiotoxicidade durante a queima foram obtidos pelo ORIGEN2.1, que por meio do código MONTEBURNUS, executa de forma conectada os dois primeiros códigos.

Palavras-chave: Sistema Híbrido. Fusão-Fissão. Tokamak. Transmutação. Diverisor.

ABSTRACT

The Hybrid Fusion-Fission System based on Tokamak has a high potential for transmutation of actinides and fission products, which for the most part have a long half-life and high radiotoxicity. This system consists of a nuclear fusion reactor coupled to a subcritical fission blanket called the transmutation layer.

In this work, starting from a model already developed in the Departamento de Engenharia Nuclear, the insertion of the Divertor component and its influence on the neutronic behavior of the transmutation layer was analyzed. The Divertor component is located along the bottom of the Plasma Chamber and has the main function of extracting the heat and ash generated as a product of the fusion reactions and other impurities in the plasma. It consists of two parts: the stainless-steel support structure and the plasma interface components. Two models with different geometric representations were analyzed to simulate the Divertor component, in order to assess whether the insertion of this component can affect the neutron flux characteristics in the transmuting layer and, consequently, its transmutation capacity.

The results obtained indicate that the systems simulated with the Divertor component presented better performance both in the transmutation and in the conversion of the transmutation layer, in comparison to the system without this component. This is because the Divertor component allows greater spreading of the neutrons from the plasma source, considerably increasing the population of neutrons that arrive at the transmutation layer.

The neutronic data were obtained by the code MCNP5 and the data on the variation of the fuel composition, activity and radiotoxicity during the burnup were obtained by ORIGEN2.1, which, using the code MONTEBURNUS, executes the first two codes connected.

Keywords: Hybrid System. Fusion-Fission. Tokamak. Transmutation. Divertor.

LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1. Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak (Adaptado [9]).....	14
Figura 2.2. Probabilidade de fissão por nêutron absorvido para TRU [10].	15
Figura 2.3. Modelo padrão para o reator híbrido fusão-fissão, sem componente Divisor (Adaptado [13]).	16
Figura 2.4. Vista superior da camada transmutadora (Adaptado [37]).	17
Figura 2.5. Projeto para o Divisor ITER (Adaptado [19]).....	20
Figura 3.1. Modelo 1 para o SHFF com inserção do componente Divisor composto por intersecções de superfícies planas e toro circulares.....	22
Figura 3.2. Modelo 2 para o SHFF com inserção do componente Divisor composto por intersecções de superfícies planas e cilíndricas.	24
Figura 4.1. Fluxos de nêutrons na primeira superfície da CT em BOC, MOC e EOC, para os três modelos.....	29
Figura 4.2. Fluxos de nêutrons no volume da CT em BOC, MOC e EOC, para os três modelos.....	32
Figura 5.1. Erro relativo para o cálculo dos fluxos totais na superfície e no volume da CT dos três sistemas.....	35
Figura 6.1. Evolução temporal do fator de multiplicação efetivo para os três sistemas.	38
Figura 6.2. Evolução temporal do fator de reprodução para todo o material combustível (esquerda) e apenas o grupo de actínidos (direita), nos três sistemas.....	39
Figura 6.3. Seções de choque microscópicas de captura radiativa para o combustível (esquerda) e grupo de actínidos (direita) nos três modelos, ao longo da queima.	42
Figura 6.4. Seções de choque microscópicas de fissão para o grupo de actínidos nos três modelos, ao longo da queima.	43
Figura 6.5. Probabilidade de fissão por nêutron absorvido nos actínidos dos combustíveis ao longo da queima.	43
Figura 6.6. Probabilidade de fissão para os actínidos nos três modelos.....	44
Figura 6.7. Consumo e produção de alguns actínidos nos três modelos.	45
Figura 6.8. Produção e consumo para material fissil nos combustíveis dos modelos.....	47
Figura 6.9. Produção e consumo para alguns actínidos nos combustíveis nos modelos.	48

Figura 6.10. Produção e consumo dos actínídeos menores nos combustíveis dos modelos. ...	49
Figura 6.11. Produção e consumo para os produtos de fissão nos combustíveis dos três modelos.....	50
Figura 6.12. Evolução temporal da atividade nos combustíveis dos três modelos.	53
Figura 6.13. Variação de massa dos núclídeos U-238, Np-238, Np-239 e Cm-242 durante a queima do combustível para os modelos.	54
Figura 6.14. Evolução temporal para as radiotoxicidades de inalação (direita) e ingestão (esquerda) nos combustíveis dos sistemas.	55

LISTA DE TABELAS

Tabela 2.1. Parâmetros do Sistema Híbrido baseado no Tokamak [13, 25].....	17
Tabela 2.2. Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Sistema Híbrido Fusão-Fissão [13-15].....	18
Tabela 2.3. Composição do material combustível com 11,5% de material fissil [24].....	19
Tabela 3.1. Especificações do componente Divisor para o modelo 1 do SHFF [17-18, 21, 23].....	23
Tabela 3.2. Especificações do componente Divisor para o modelo 2 do SHFF [17-18, 21, 23].....	24
Tabela 3.3. Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Tokamak com a inserção do modelo 1 para o componente Divisor.	25
Tabela 3.4. Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Tokamak com a inserção do modelo 2 para o componente Divisor.	26
Tabela 4.1. Valores de fluxo e energias dos nêutrons calculados para a primeira superfície da CT dos três modelos, em BOC, MOC e EOC.	29
Tabela 4.2. Valores de fluxo e energias dos nêutrons calculados para o volume da CT dos três modelos, em BOC, MOC e EOC.....	32
Tabela 5.1. Valores para os erros relativos dos cálculos de fluxo total na superfície e no volume da CT dos três sistemas.	36
Tabela 5.2. Guia para interpretação do Erro relativo pelo MCNP [30].....	36
Tabela 6.1. Valores de k_{eff} e erro relativo obtidos para os modelos ao longo da queima dos combustíveis.	40
Tabela 6.2. Valores de η obtidos para a composição total dos materiais combustíveis e para os isótopos actínídeos nos combustíveis ao longo da queima.....	40
Tabela 6.3. Produção e consumo por grupo de material dos combustíveis ao final do período de queima.....	46
Tabela 6.4. Valores finais para a atividade e radiotoxicidade dos combustíveis queimados nos modelos.....	52

LISTA DE ACRÓNIMOS, ABREVIACÕES E SÍMBOLOS

- LWR – Light Water Reactor
- AM – Actínídeo Menor
- CT – Camada Transmutadora
- TRU – Transurânico
- PFCs – Componentes de Interface com o Plasma
- eV – elétron-Volt
- keV – kilo elétron-Volt
- MeV – Mega elétron-Volt E – Energia
- γ – Raio gama
- g – gramas
- ITER – *International Thermonuclear Experimental Reactor*
- MCNP – *Monte Carlo N-Particle*
- K – Kelvin
- °C – graus Celsius
- n – nêutron
- cm – centímetro
- m^3 – metro cúbico
- MW – Mega Watt
- GW – Giga Watt
- s – segundo
- α – Partícula alfa
- β – Partícula beta
- k_{eff} – Fator de Multiplicação Efetivo
- η – Fator de Reprodução
- σ_f – Seção de choque microscópica de fissão
- σ_γ – Seção de choque microscópica de fissão de captura wt – Porcentagem (fração) em massa (weight fraction) t - Tonelada

SUMÁRIO

1.INTRODUÇÃO.....	10
2.SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO BASEADO NO TOKAMAK	13
2.1. INTRODUÇÃO.....	13
3.MODELOS PROPOSTOS	22
3.1. MODELAGEM DO SHFF COM COMPONENTE DIVERSOR	22
4.RESULTADOS E ANÁLISES NEUTRÔNICAS DOS SISTEMAS MODELADOS COM E SEM DIVERSOR	27
4.1. FLUXOS NA ENTRADA DA PRIMEIRA SUPERFÍCIE DA CAMADA TRANSMUTADORA	27
4.2. FLUXOS OBTIDOS NO VOLUME DA CAMADA TRANSMUTADORA.....	30
5.ANÁLISES DOS ERROS RELATIVOS PARA OS CÁLCULOS DE FLUXO EM CADA MODELO AVALIADO.....	34
6.RESULTADOS E ANÁLISES DA TRANSMUTAÇÃO NOS MODELOS PROPOSTOS PARA O DIVERSOR.....	37
6.1. ANÁLISES DO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO E FATOR DE REPRODUÇÃO DE NÊUTRONS	37
6.2. ANÁLISES DAS SEÇÕES DE CHOQUE MICROSCÓPICAS.....	41
6.3. TRANSMUTAÇÃO DO COMBUSTÍVEL POR GRUPO DE MATERIAL	45
6.4. ANÁLISES DE ATIVIDADE E RADIOTOXICIDADE.....	51
7.CONCLUSÃO FINAL	56
REFERÊNCIAS	58

1. INTRODUÇÃO

Atualmente, a produção de energia desempenha papel fundamental para o progresso de nossa sociedade em direção às atividades econômicas ambientalmente sustentáveis. Hoje em dia, grande parte dessa energia é disponibilizada em usinas que utilizam combustíveis fósseis, mas, a limitação desses recursos e o reconhecimento mundial de que a produção de gases de efeito estufa afeta nossa segurança no planeta, são a força motriz da mudança nas fontes de energia. Dentre as alternativas propostas, a energia nuclear pode responder à demanda de energia sem contribuir significativamente com o efeito estufa, como ocorre com os outros recursos não renováveis.

A energia nuclear obtida a partir das reações de fusão, é uma tecnologia ainda em desenvolvimento e cuja viabilidade para uma futura implementação de planta comercial, segue em construção por meio do International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER). Por outro lado, a fissão é uma tecnologia bem conhecida, mas um de seus principais problemas são os resíduos nucleares produzidos após a queima, que apresentam alta radiotoxicidade e meia-vida longa.

No sistema híbrido fusão-fissão (SHFF), o sistema de fissão é acoplado ao reator de fusão e pode operar em modo subcrítico. Esta região, carregada com combustível reprocessado proveniente de usinas LWR, é então submetida a dois espectros de fluxos de nêutrons: o primeiro, correspondente às reações de fissão ocorridas na camada transmutadora e o segundo, devido às reações de fusão de deutério e trítio (D-T) que produzem nêutrons de alta energia.

Os nêutrons de alta energia (14,1 MeV) produzidos nas reações de fusão, podem ser utilizados para a transmutação dos transurânicos (TRUs) gerados pelas consecutivas capturas de nêutrons e decaimentos do urânio no combustível. Esses isótopos são responsáveis pela maior parte da radiotoxicidade a longo prazo, tanto devido à quantidade presente no combustível quanto por suas longas meias-vidas. Portanto, a fissão é o processo mais eficaz para reduzir esse tipo de resíduo, evitando a produção de mais actínídeos.

Nesse contexto, a transmutação de resíduos nucleares por meio de sistemas híbridos pode responder à demanda ambiental quanto à disposição final de rejeitos radioativos, já que nestes sistemas é possível reaproveitar o combustível queimado advindo dos reatores de fissão [1].

O Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais (DEN/UFMG), vem desenvolvendo trabalhos de simulações computacionais em diferentes reatores nucleares e sistemas híbridos, a fim de estudar alternativas para o ciclo de combustível fechado. Dentre os trabalhos recentemente desenvolvidos, foram realizadas análises de materiais candidatos a serem utilizados como refrigerante no Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak, juntamente com a avaliação para inserção de camada produtora de trítio e seu melhor posicionamento [2,3].

Nas modelagens e estudos realizados até o momento, foram considerados os componentes mais importantes do sistema ITER. Entretanto, o Diverisor, composto de uma liga de tungstênio (W) e ainda não considerado nos trabalhos anteriormente realizados, pode influenciar o comportamento dos nêutrons na camada transmutadora visto que os isótopos de W apresentam uma alta probabilidade de seção de choque de espalhamento para nêutrons rápidos.

A fim de melhor adequar o modelo de Sistema Híbrido Fusão-Fissão desenvolvido no DEN/UFMG às propostas mais concretas de reatores de fusão com tecnologia Tokamak, o objetivo deste trabalho é alterar o modelo inicial deste sistema com a inserção do Diverisor e analisar o impacto desta inserção no fluxo de nêutrons e, conseqüentemente, em todas as grandezas relacionadas, para a região da camada transmutadora. O sistema Diverisor localiza-se na parte inferior da Câmara de Plasma e possui como função principal a extração de calor e cinzas residuais produzidas durante as reações de fusão.

Este trabalho está dividido na seguinte forma:

- No Capítulo 2 é realizada uma revisão bibliográfica sobre o Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak, é apresentado o SHFF desenvolvido no DEN/UFMG e o componente Diverisor do reator ITER em desenvolvimento;
- No Capítulo 3 são descritos os 2 modelos propostos para o SHFF com a inserção do componente Diverisor;
- No capítulo 4 são discutidas as análises neutrônicas realizadas para cada sistema;
- No capítulo 5 são realizadas avaliações dos erros relativos para os cálculos dos fluxos de nêutrons;

- No capítulo 6 são feitas análises das seções de choque microscópicas, análises da transmutação dos combustíveis nos modelos e suas atividades e radiotoxicidade;
- No Capítulo 7 é apresentada a conclusão final sobre o presente trabalho.

2. SISTEMA HÍBRIDO FUSÃO-FISSÃO BASEADO NO TOKAMAK

2.1. INTRODUÇÃO

Muitos projetos conceituais para alcançar o confinamento magnético têm sido estudados, mas atualmente, as pesquisas se concentram em dois tipos de máquinas, o Tokamak e o Stellarator. O Tokamak, acrônimo para “TOroidal”naya KAmera s MAgnitnymi Katushkami” (câmara toroidal com bobinas magnéticas) é o único dispositivo que alcançou tempo de confinamento significativo, dentre eles o JET, localizado no Reino Unido, o TRIAM-1M, no Japão e o Tore Supra, na França [4]. Esta tecnologia consiste basicamente de dois campos, um toroidal e outro poloidal que combinam-se para formar uma corrente que percorre o plasma confinado, formando um campo helicoidal resultante. A estabilização completa do plasma é obtida adicionando-se um campo magnético vertical, paralelo ao eixo maior do toro produzido por espiras externas paralelas ao plano do toro, situadas acima e abaixo do mesmo, impedindo que as partículas carregadas no plasma entrem em contato com a Câmara de Plasma.

A partir do alcance da primeira liberação controlada de energia de fusão no mundo em 1991 pelo JET e posteriormente com novos progressos para a tecnologia de fusão alcançados por outros dispositivos, como o Tore Supra e JT-60 (Japão), levaram ao desenvolvimento de um projeto de reator experimental a fusão nuclear chamado ITER, baseado na tecnologia do Tokamak [6,7]. O projeto do reator ITER está atualmente em construção na França, por meio de cooperação entre vários países como os Estados Unidos, Rússia, UE, Japão, China, Coreia do Sul e Índia. Seu objetivo principal consiste em confirmar a disponibilidade e integração de tecnologias essenciais de fusão e, para isto, espera-se que ele seja capaz de produzir 500 MW de energia de fusão ($Q \geq 10$) [5,6].

Os principais componentes do reator ITER são: Sistema do Cobertor, Sistema do Divisor, Câmara de Vácuo, Sistema Magnético, formado pelos Sistemas de Campo Toroidal e Poloidal, Solenoide Central e o Criostato [6,7,8]. Seu núcleo é disposto em diferentes camadas: a Câmara de Vácuo, que abriga as reações de fusão e atua como uma primeira barreira de contenção de segurança; o Sistema do Cobertor, responsável por proteger a Câmara de Plasma e os componentes externos da máquina, dos nêutrons de alta energia produzidos durante

a reação de fusão. Na parte inferior do Sistema do Cobertor encontra-se o Sistema Divisor, responsável por extrair as impurezas do plasma, produtos das colisões de partículas com os materiais de revestimento dos componentes de interface com o plasma. Localizado entre a Câmara de Vácuo e o Criostato, encontra-se o Sistema Magnético, composto pelos Sistemas de Campo Toroidal e Poloidal e responsável por confinar, dar forma e controlar o plasma dentro da Câmara de Vácuo. Em seguida, rodeando a Câmara de Vácuo e os magnetos supercondutores, localiza-se o Criostato, que possui a função de fornecer um ambiente de alto vácuo e ultrafrio para o Vaso de Vácuo e os ímãs supercondutores.

É possível projetar um reator de fusão-fissão utilizando-se a tecnologia do TOKAMAK através da inserção de uma camada transmutadora dentro do sistema (Figura 2.1) [9]. Esta camada, composta por combustível queimado e reprocessado de plantas LWRs, pode estar localizada após o material cobertor da Câmara de Plasma, a fim de aproveitar os nêutrons produzidos nas reações de fusão para gerar novas reações de fissão no combustível. Dentro das possíveis aplicações para este tipo de tecnologia, uma delas busca atingir a redução da radiotoxicidade dos rejeitos altamente radioativos por meio da transmutação do combustível.

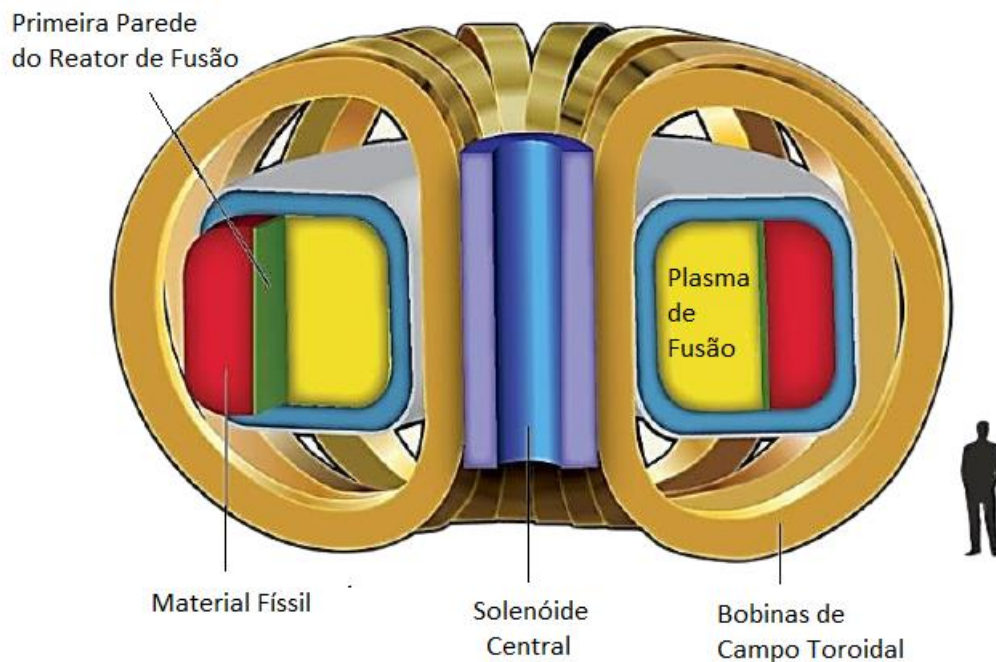


Figura 2.1. Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak (Adaptado [9]).

Os nêutrons de 14,1 MeV produzidos nas reações de fusão do D-T, possuem energia suficiente para induzir reações de fissão nos transurânicos presentes no combustível. O espectro de nêutrons mais endurecido destas reações, aumenta a probabilidade de transmutação dos actínídeos, devido à maior probabilidade destes isótopos se fissionarem ao absorverem nêutrons com energias acima de 1 MeV, como mostrado na Figura 2.2 [10]. A redução dos transurânicos através de reações de fissão, pode reduzir a radiotoxicidade do combustível por um fator de 100 a 1000 [11,12].

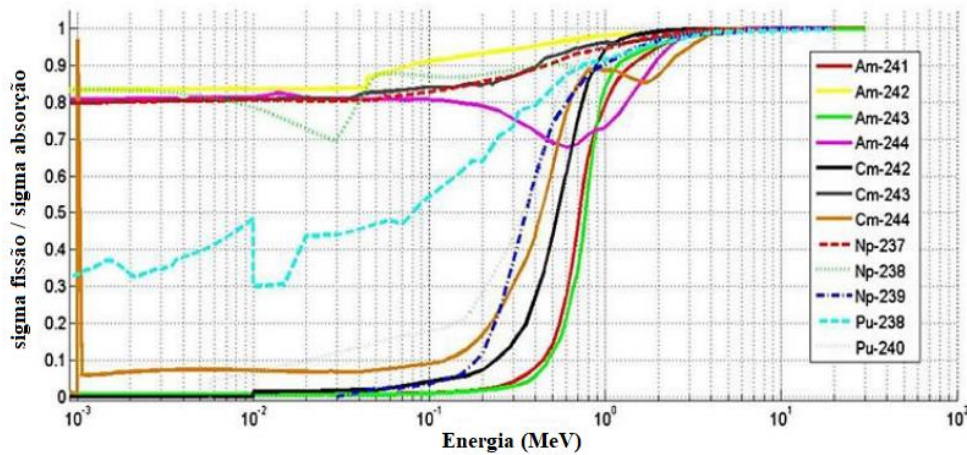


Figura 2.2. Probabilidade de fissão por nêutron absorvido para TRU [10].

Um modelo de Sistema Híbrido Fusão-Fissão desenvolvido no DEN/UFMG, baseia-se nos materiais e dimensões radiais propostos pelo ITER [7] mas com certas modificações realizadas em suas dimensões a fim de introduzir no sistema uma camada transmutadora [13,14,15]. Em trabalhos anteriormente desenvolvidos, já foram realizados estudos objetivando verificar a posição ideal dentro das dimensões de um Tokamak baseado no ITER para a inserção desta camada [15-16, 17-18], bem como estudos de materiais refrigerantes e posicionamento no sistema de uma camada produtora de trítio [2,3].

A Figura 2.3 mostra a modelagem tridimensional deste sistema, sem o componente Divisor. A geometria é representada pela intersecção de cilindros e planos limitando as diferentes camadas do dispositivo de fusão e a camada de transmutação. Esta camada é carregada por uma rede hexagonal contendo as hastes de combustível e o refrigerante, liga de chumbo-bismuto eutética escolhida por apresentar melhores resultados com relação à transmutação do material combustível []. A Figura 2.4 mostra uma visão superior da camada

transmutadora, delimitada pela camada produtora de trítio, composta por Li com 20% de Li_6 e o Bloco Protetor, que separa a camada transmutadora dos dispositivos mais externos, como a Câmara de Vácuo e as Bobinas de Campo Toroidal, protegendo estes materiais contra irradiação de nêutrons. Os parâmetros de plasma utilizados nesta modelagem são apresentados na Tabela 2.1. Na Tabela 2.2, são apresentados os materiais e distância radial dos planos para cada componente.

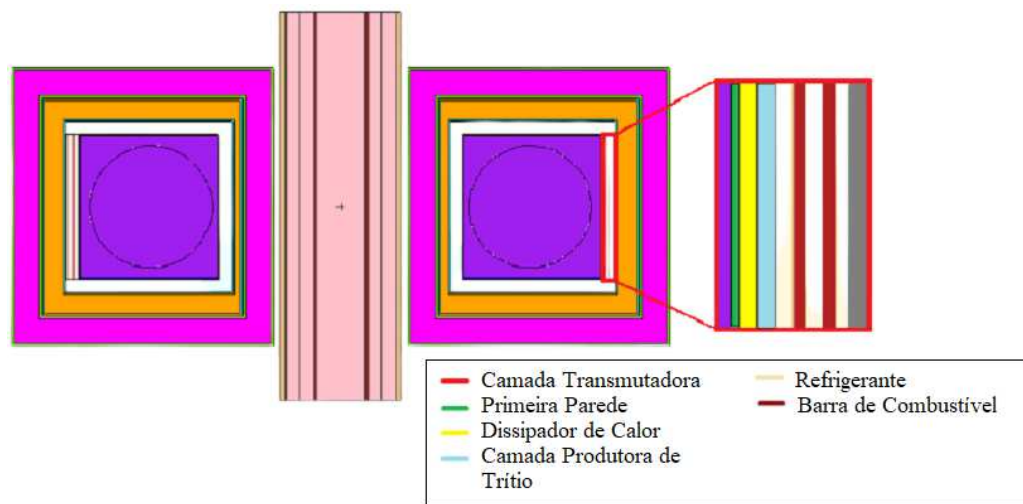


Figura 2.3. Modelo padrão para o reator híbrido fusão-fissão, sem componente Divisor (Adaptado [13]).

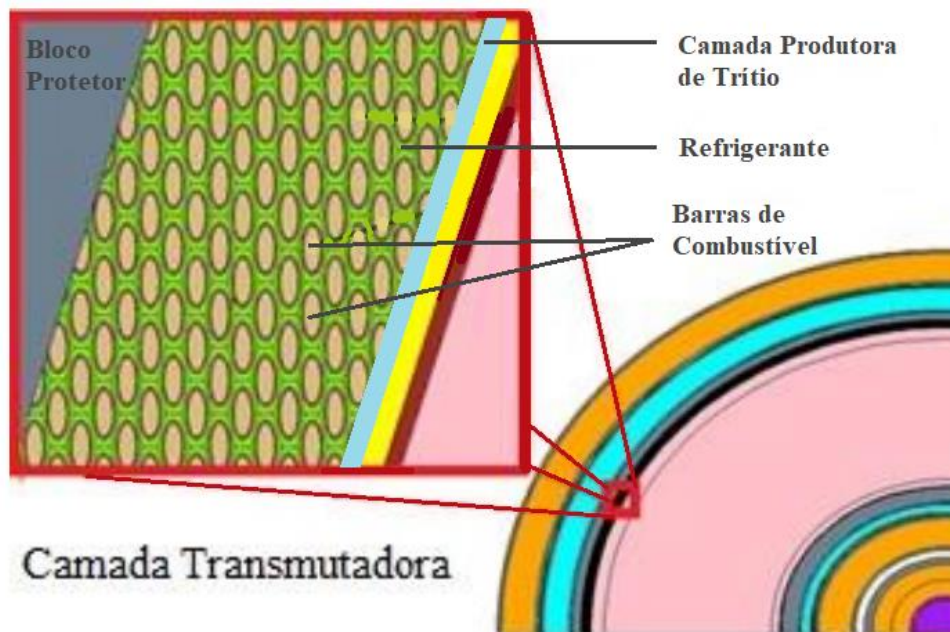


Figura 2.4. Vista superior da camada transmutadora (Adaptado [37]).

Tabela 2.1. Parâmetros do Sistema Híbrido baseado no Tokamak [13, 25].

Parâmetros	Valor
Raio menor, r (m)	2,00
Raio maior, R (m)	6,21
Alongamento do plasma	1,85
Triangularidade	0,33
Campo magnético toroidal (T)	5,3
Corrente de plasma (mA)	15
Temperatura do plasma (keV)	10
Tipo de plasma	D-T
Volume câmara de plasma (m^3)	837
Potência de Fusão (MW)	250-500
Potência de Fissão (MW)	3000

Tabela 2.2. Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Sistema Híbrido Fusão-Fissão [13-15].

Sistema	Componente	Distância Radial (cm)	Material
Solenóide Central	Módulo de inserção	80 a 90	27% Nb ₃ Sn + 30% Incoloy 908 + 30% SS316 + 10% resinas + 3% Al ₂ O ₃
	Supercondutor e isolantes	90 a 180	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Suporte externo	180 a 200	SS316L(N)IG
Bobinas de campo toroidal	Parede da caixa	220 a 229,5	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	229,5 a 310,5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede da caixa	310,5 a 320	SS316L(N)IG
Proteção Térmica da Câmara de Vácuo	Parede	320,6 a 322,8	SS304L
Câmara de Vácuo	Parede	322,8 a 328,8	SS316L(N)IG
	Enchimento	328,8 a 350,5	SS304B7, 55 %; água, 45 %
	Parede	350,5 a 356,5	SS316L(N)IG
Cobertor	Bloco protetor	357 a 399	SS316L(N)IG
	Dissipador de calor	399 a 401	CuCrZr-IG
	Primeira parede	401 a 402	W-1,1TiC
Câmara do Plasma		402 a 853	Vácuo
Cobertor	Primeira parede	853 a 854	S-Be65
	Dissipador de calor	854 a 856	CuCrZr-IG
	Camada produtora de trítio	856 a 858	Li com 20 % de Li ₆
	Camada Transmutadora	858 a 898	Transurânicos diluídos em tório + refrigerante 55% Bi-45% Pb
	Bloco Protetor	898 a 900	SS316L(N)IG
Câmara de Vácuo	Parede	900,5 a 906,5	SS316L(N)IG
	Enchimento	904,5 a 967,5	SS304B7, 55 %; água, 45 %
	Parede	967,5 a 973,5	SS316L(N)IG
Proteção Térmica da Câmara de Vácuo	Parede	973,5 a 975,5	SS304L
Bobinas de campo toroidal	Parede interna	976 a 985,5	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	1085,5 a 1165,5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede externa	1165,5 a 1176	SS316L(N)IG
Criostato	Parede	1400 a 1410	SS304L
Blindagem biológica	Parede	1455 a 1655	Concreto Br3

O material combustível é distribuído homogeneamente por todo o volume da camada transmutadora, sendo sua composição obtida a partir de combustível nuclear queimado proveniente do reator nuclear Angra I (PWR) com enriquecimento inicial de 3,1% e que após uma queima de 33 GWd/t, é mantido por mais 5 anos em piscina para seu resfriamento [24]. Então, esta matriz de combustível nuclear queimado é reprocessada pela técnica de reprocessamento GANEX (Group ActiNide Extraction), método de reprocessamento homogêneo no qual todos os nuclídeos transurânicos (Np, Pu, Am e Cm) são reciclados juntos ao final do processo [33, 34]. Após o reprocessamento, a mistura de plutônio com AMs é diluída em tório, a fim de converter o material fértil em isótopos físeis, como o urânio-233, para o abastecimento de plantas LWRs. A composição inicial do combustível utilizada neste trabalho é mostrada na Tabela 2.3.

Tabela 2.3. Composição do material combustível com 11,5% de material fissil [24].

Nuclídeo	Fração de Massa	Nuclídeo	Fração de Massa	Nuclídeo	Fração de Massa
²³² Th	7.1000E-01	²³⁹ Np	7.4344E-04	²⁴² Cm	4.0902E-04
²³³ U	3.2927E-11	²³⁸ Pu	2.9197E-03	²⁴⁴ Cm	4.6819E-04
²³⁴ U	2.4438E-06	²³⁹ Pu	7.6402E-02	²⁴⁵ Cm	1.6335E-05
²³⁵ U	1.2746E-04	²⁴⁰ Pu	2.6110E-02	¹⁴³ Nd	1.9550E-03
²³⁶ U	6.5212E-05	²⁴¹ Pu	2.4567E-02	¹⁵⁰ Sm	3.9101E-04
²³⁷ U	9.3123E-08	²⁴² Pu	9.2866E-03	¹⁵³ Eu	8.3219E-05
²³⁸ U	1.5563E-02	²⁴¹ Am	1.3119E-03	¹⁶ O	1.2061E-01
²³⁷ Np	7.1643E-03	²⁴² Am	2.4181E-06	-	-
²³⁸ Np	1.1769E-05	²⁴³ Am	1.7750E-03	-	-

Situado no fundo do Vaso de Vácuo, a função principal do componente Divisor é extrair o calor e as cinzas produzidas pelas reações de fusão, minimizando a contaminação do plasma, além de proteger as paredes circundantes de cargas térmicas e neutrônicas [8]. O Divisor ITER consiste em um conjunto de cinquenta e quatro cassetes (Figura 2.5) onde cada um apresenta uma estrutura de suporte de aço inoxidável que contém três componentes de Interface com o Plasma (PFCs): os alvos verticais internos e externos e o domo. Os conjuntos

de cassetes também hospedam vários componentes de diagnóstico para controle de plasma e avaliação e otimização física [19-21].

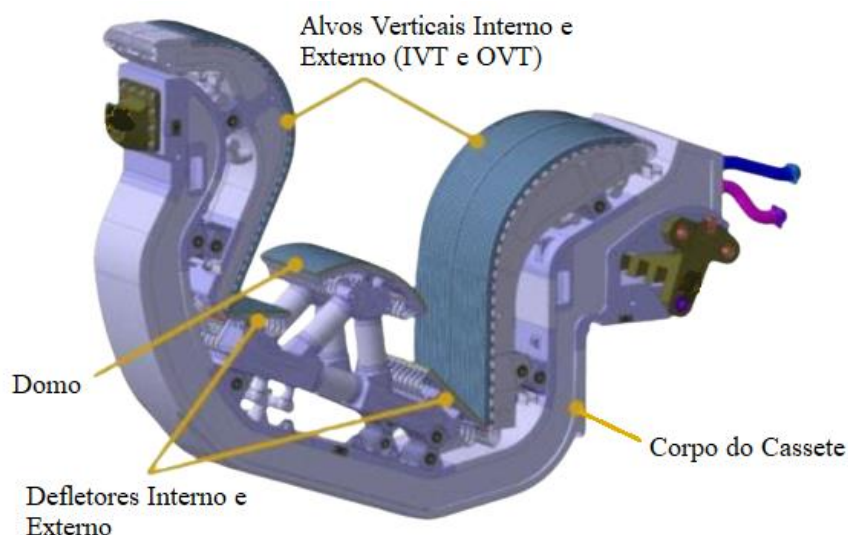


Figura 2.5. Projeto para o Divisor ITER (Adaptado [19]).

Devido à intensa carga de calor ao qual estarão sujeitos, estimada em 10 MWm^2 (estado estacionário) e 20 MWm^2 (transientes lentos), extensas pesquisas [17-18, 21, 37-38] foram desenvolvidas com o intuito de se verificar materiais de substituição aos revestimentos em CFC (compósito reforçado com fibra de carbono), devido principalmente à retenção de trítio nos PFCs do Divisor ITER [6]. Portanto, estes revestimentos foram alterados para um projeto de Divisor totalmente revestido por tungstênio (W) e que fará parte desde o início de suas operações no ITER [19, 22-23]. As vantagens do W como material principal dos PFCs são possuir alta condutividade térmica, excelente resistência ao choque térmico, baixa ativação, baixa erosão por partículas de plasma e apresentar uma boa conexão com o material dissipador de calor [22]. Entretanto, quando submetido ao fluxo de nêutrons provenientes das reações de fusão, seus isótopos apresentam probabilidades de seção de choque microscópica de interação com nêutrons que podem afetar o espectro de nêutrons que incide na camada transmutadora, podendo modificar suas características de transmutação. Considerando esta possibilidade, dois modelos do SHFF com a inserção do Divisor foram desenvolvidos: o modelo 1, com componente Divisor modelado por intersecções de planos e toros circulares e, o modelo 2, com componente Divisor modelado por intersecções de planos e cilindros. Os componentes

Diversor modelados têm como referência o Diversor ITER de W e seus resultados, foram comparados com o modelo padrão com o objetivo de avaliar a importância da inserção do Diversor na modelagem do sistema SHFF.

Todas as análises foram realizadas utilizando o código MONTEBURNS que executa de forma conectada os códigos MCNP5 e ORIGEN2.1. A função principal do MONTEBURNS é preparar dados necessários para que haja a interação adequada entre os dados gerados pelo MCNP5 e ORIGEN2.1. Inicialmente, o MCNP5 calcula o fluxo para a composição e geometria determinada. A partir dos resultados do MCNP5, o MONTEBURNS calcula então o fluxo médio a uma energia, que é repassado adequadamente ao ORIGEN 2.1, cujos dados para irradiação já foram repassados inicialmente. As células são então submetidas à queima conforme histórico definido e uma nova composição é obtida, que é repassada novamente pelo MONTEBURNS ao MCNP5. Este processo é realizado de forma cíclica e repetitiva. Em algumas situações específicas, o código MCNP5 também foi executado de forma isolada.

O código MCNP5 baseado no método de Monte Carlo, consiste em seguir cada uma das muitas partículas desde uma fonte ao longo de sua vida até sua morte em algum evento terminal (absorção, escape, etc.). As distribuições de probabilidade são amostradas aleatoriamente usando dados de transporte para determinar o resultado em cada etapa de sua vida e, então, as quantidades de interesse são computadas, junto com as estimativas de precisão estatística (incerteza) dos resultados.

3. MODELOS PROPOSTOS

3.1. MODELAGEM DO SHFF COM COMPONENTE DIVERSOR

O modelo padrão anteriormente apresentado foi modificado para inserir o componente Divisor, localizado na parte inferior da Câmara de Plasma, onde duas representações possíveis para este componente foram simuladas de acordo com o Divisor ITER de W de referência. Primeiramente, a ideia foi modelar o mais fielmente possível o sistema e, portanto, pensou-se em utilizar superfícies planas e toros circulares interseccionados, sendo possível modelar todo o conjunto de cinquenta e quatro cassetes ao longo da Câmara de Plasma e os principais componentes que compõem cada cassete, como o Domo, os alvos verticais internos e externos e os defletores. A representação geométrica deste primeiro protótipo com o código MCNP5, como mostra a Figura 3.1 abaixo, foi feita utilizando-se 16 superfícies no total. Foi necessário aplicar um fator de escala à altura do componente Divisor de forma a se adequar à altura da Câmara de Vácuo do SHFF deste trabalho. A Tabela 3.1 descreve em mais detalhes os sistemas deste componente Divisor modelado, com base em pesquisas e projetos para o Divisor ITER em desenvolvimento [17-18, 21, 23].

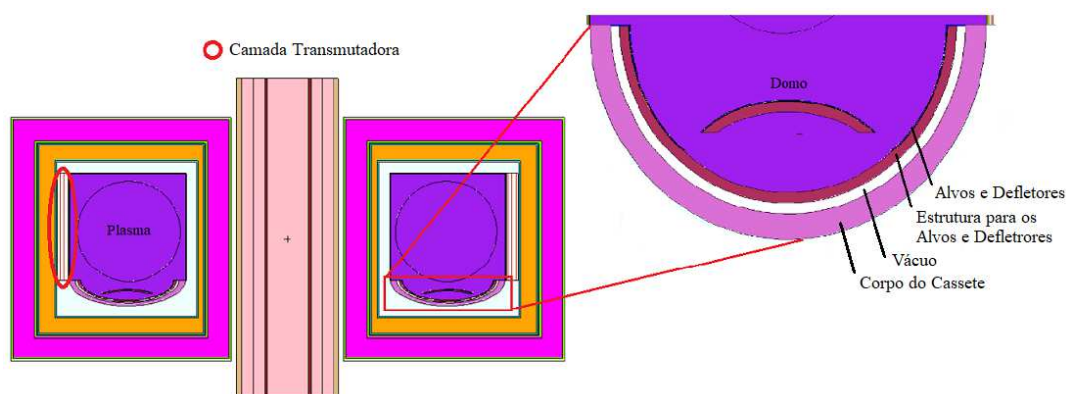


Figura 3.1. Modelo 1 para o SHFF com inserção do componente Divisor composto por intersecções de superfícies planas e toro circulares.

Tabela 3.1. Especificações do componente Divisor para o modelo 1 do SHFF [17-18, 21, 23].

Componentes	Composição
Alvo	W-1.1%TiC
	Cu puro
	CuCrZr
Defletor	W-1.1%TiC
	Cu puro
	CuCrZr
Domo	W-1.1%TiC
	Cu puro
	CuCrZr
Estrutura do Domo	SS316L(N)-IG, 55%; água, 45%
Estrutura dos IVT / OVT*	SS316L(N)-IG, 55%; água, 45%
Corpo do Cassete	SS316L(N)-IG, 65%; água, 35%

* Alvos Verticais Internos e Externos

Entretanto, ao realizar as primeiras execuções com o modelo 1, verificou-se que apesar da fidelidade em descrever os principais componentes do Divisor, perdia-se muitas partículas devido à maior complexidade no algoritmo para o cálculo de raízes de superfícies quárticas, como o caso do toro. Então se pensou alternativamente em outro modelo geometricamente mais simplificado, mas que se pudesse obter resultados com menor erro. A Figura 3.2 mostra a modelagem tridimensional do sistema fusão-fissão com este protótipo para o componente Divisor. Ele é composto por interseções de superfícies planas e cilíndricas e devido à geometria mais simplificada para o componente Divisor, foram modeladas apenas as camadas estruturais e de revestimento dos principais componentes do Divisor ITER. Para este segundo protótipo, sua representação geométrica com o código MCNP5 foi feita utilizando-se 102 superfícies no total. A Tabela 3.2 descreve a composição para as camadas modeladas [17-18, 21, 23].

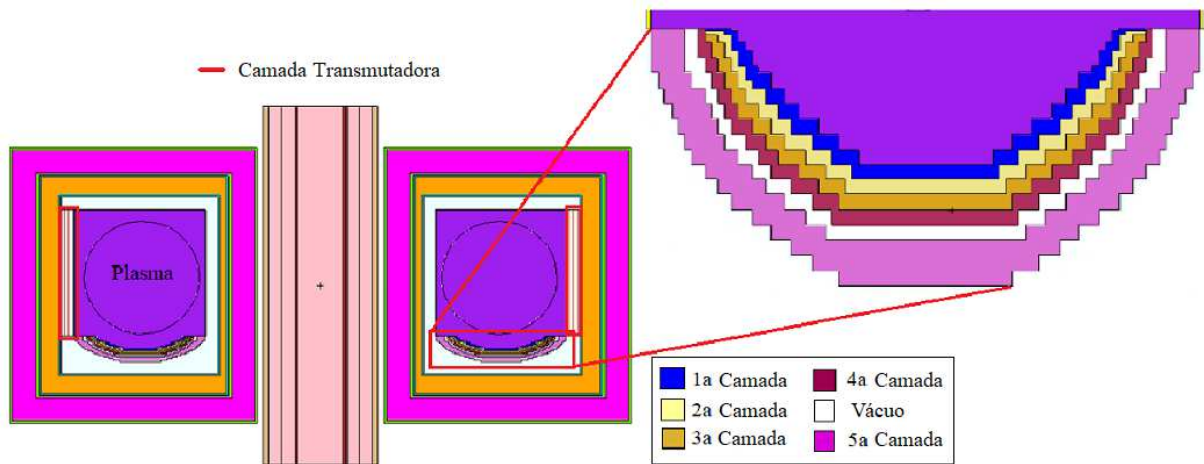


Figura 3.2. Modelo 2 para o SHFF com inserção do componente Divisor composto por intersecções de superfícies planas e cilíndricas.

Tabela 3.2. Especificações do componente Divisor para o modelo 2 do SHFF [17-18, 21, 23].

Componentes	Composição
1ª camada	W-1.1%TiC
2ª camada	Cu puro
3ª camada	CuCrZr
4ª camada	SS316L(N)-IG, 55%; água, 45%
5ª camada	SS316L(N)-IG, 65%; água, 35%

Com o intuito de manter inalterada as dimensões dos raios maior e menor no sistema de fusão após a inserção dos componentes Divisor modelados, alterações nas distâncias radiais de alguns sistemas do reator foram necessárias, também com o objetivo de se manter mesmo volume para a Câmara de Plasma nos três sistemas. Entretanto, devido às diferenças nos volumes dos componentes Divisor, o modelo 2 apresenta um volume aproximado de 838,04 m³, um pouco abaixo do volume do reator ITER de referência, de 840 m³. Foi mantido o volume para a camada transmutadora e para o combustível nos três sistemas, de 105,19 m³ e 74,05 m³, respectivamente. As Tabelas 3.3 e 3.4 apresentam as novas dimensões para os sistemas do reator que sofreram alterações com a inserção do componente Divisor.

Tabela 3.3. Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Tokamak com a inserção do modelo 1 para o componente Diversor.

Sistema	Componente	Distância Radial (cm)	Material
Cobertor	Primeira parede	853 a 854	S-Be65
	Dissipador	854 a 856	CuCrZr-IG
	Camada produtora de trítio	856 a 858	Li com 20 % de Li ₆
	Camada Transmutadora	858 a 902,4	Transurânicos diluídos em tório + refrigerante 55% Bi-45% Pb
	Bloco Protetor	902,4 a 904,4	SS316L(N)IG
Câmara de Vácuo	Parede	904,9 a 910,9	SS316L(N)IG
	Enchimento	910,9 a 973,9	SS304B7, 55 %; água, 45 %
	Parede	973,9 a 979,9	SS316L(N)IG
Proteção Térmica da Câmara de Vácuo	Parede	979,9 a 981,7	SS304L
Bobinas de campo toroidal	Parede interna	982,4 a 991,9	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	991,9 a 1072,9	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede externa	1072,9 a 1082,4	SS316L(N)IG
Criostato	Parede	1406,4 a 1416,4	SS304L
Blindagem biológica	Parede	1461,4 a 1661,4	Concreto Br3

Tabela 3.4. Materiais e dimensões para os diferentes componentes do Tokamak com a inserção do modelo 2 para o componente Divisor.

Sistema	Componente	Distância Radial (cm)	Material
Cobertor	Primeira parede	853 a 854	S-Be65
	Dissipador	854 a 856	CuCrZr-IG
	Camada produtora de trítio	856 a 858	Li com 20 % de Li ₆
	Camada Transmutadora	858 a 900,4	Transurânicos diluídos em tório + refrigerante 55% Bi-45% Pb
	Bloco Protetor	900,4 a 902,4	SS316L(N)IG
Câmara de Vácuo	Parede	902,9 a 908,9	SS316L(N)IG
	Enchimento	908,9 a 971,9	SS304B7, 55 %; água, 45 %
	Parede	971,9 a 977,9	SS316L(N)IG
Proteção Térmica da Câmara de Vácuo	Parede	977,9 a 979,7	SS304L
Bobinas de campo toroidal	Parede interna	980,4 a 989,9	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	989,9 a 1070,9	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede externa	1070,9 a 1080,4	SS316L(N)IG
Criostato	Parede	1404,4 a 1414,4	SS304L
Blindagem biológica	Parede	1459,4 a 1659,4	Concreto Br3

4. RESULTADOS E ANÁLISES NEUTRÔNICAS DOS SISTEMAS MODELADOS COM E SEM DIVERSOR

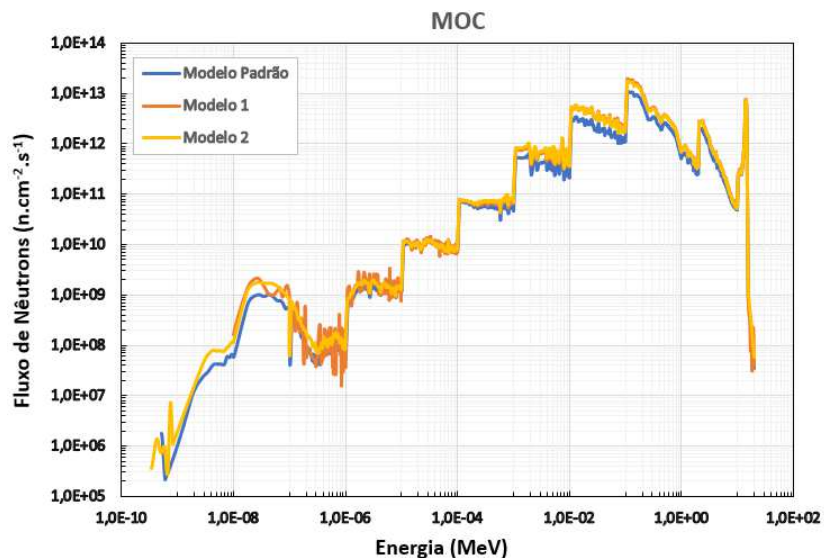
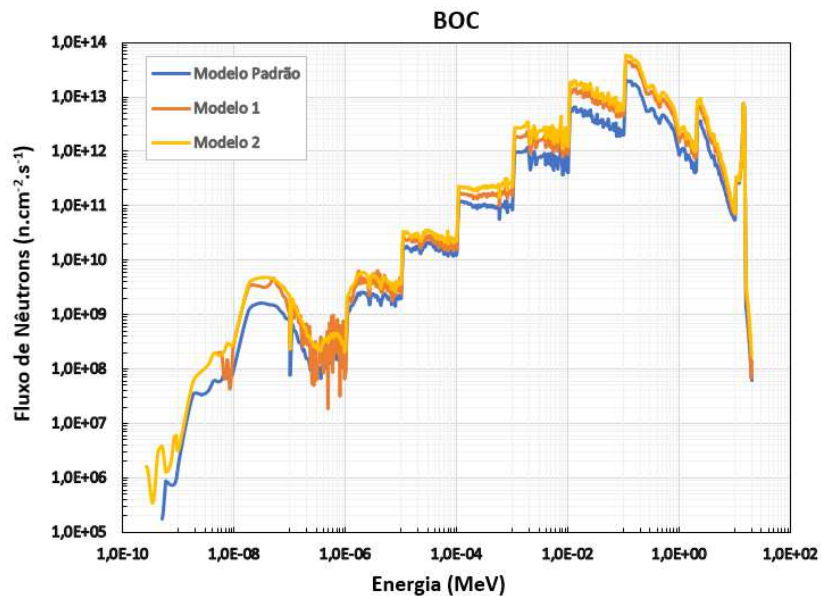
Este estudo foi realizado com o objetivo de se verificar o comportamento do fluxo de nêutrons nos modelos com componente Diversor. Espera-se que com a inserção deste componente no SHFF, o comportamento do fluxo de nêutrons na entrada da primeira superfície e no volume da camada transmutadora (CT) não sofra grandes variações, a fim de validar as modelagens do componente Diversor.

As análises de fluxo para os sistemas foram realizadas com o código MCNP5 para três diferentes composições do combustível: composição para combustível fresco (BOC – beginning of cycle), para queima de 5 anos do combustível (MOC - middle of cycle) e para queima de 10 anos do combustível (EOC - end of cycle), em duas regiões no SHFF: a primeira superfície e volume da CT. A metodologia utilizada para estas análises foi realizada através das execuções do código MCNP5 para os cálculos de fluxo de superfície e fluxo de célula, utilizando-se as composições dos combustíveis para os períodos de queima escolhidos, obtidas dos resultados de queima com as execuções acopladas dos códigos MONTEBURNS, MCNP5 e ORIGIN2.1.

4.1. FLUXOS NA ENTRADA DA PRIMEIRA SUPERFÍCIE DA CAMADA TRANSMUTADORA

A Figura 4.1 apresenta os fluxos de nêutrons obtidos na primeira superfície da CT para os três modelos em BOC, MOC e EOC. É possível notar que não há grandes variações no comportamento do fluxo de nêutrons para os três modelos ao longo do período de queima, com exceção para a faixa de nêutrons térmicos ($E < 0,5 \times 10^{-6}$ MeV). Neste intervalo, o modelo 1, diferentemente dos modelos padrão e 2, apresenta picos de ressonâncias que diminuem com o intervalo de queima do combustível. Para os três modelos, verifica-se que a população de nêutrons se concentra no intervalo de energia do espectro de nêutrons intermediários ($0,5 \times 10^{-6} < E < 0,5$ MeV), seguida então pela população de nêutrons rápidos ($E > 0,5$ MeV) e por último, os nêutrons térmicos, nos três pontos de queima analisados. Porém, esta população de nêutrons para todo o espectro de energia nos modelos, diminui sucessivamente em BOC, MOC e EOC.

Os maiores valores dos fluxos de nêutrons encontram-se nos modelos com componente Diversor: em BOC, a diferença relativa mínima entre os modelos padrão e 1 é cerca de 52%; em MOC, este valor cai para cerca de 33%, entre os modelos padrão e 2; e por fim, atinge o valor mínimo de 27%, para os modelos padrão e 2. Entretanto, mesmo os modelos com componente Diversor apresentando maiores fluxos de nêutrons, é o modelo padrão quem exibe espectro de nêutrons mais endurecido, como pode ser visualizado na Tabela 4.1 para os valores de energia média ponderada. Isto porque as porcentagens para a população de nêutrons rápidos nos fluxos totais em BOC, MOC e EOC para o modelo padrão, é maior comparada aos modelos 1 e 2.



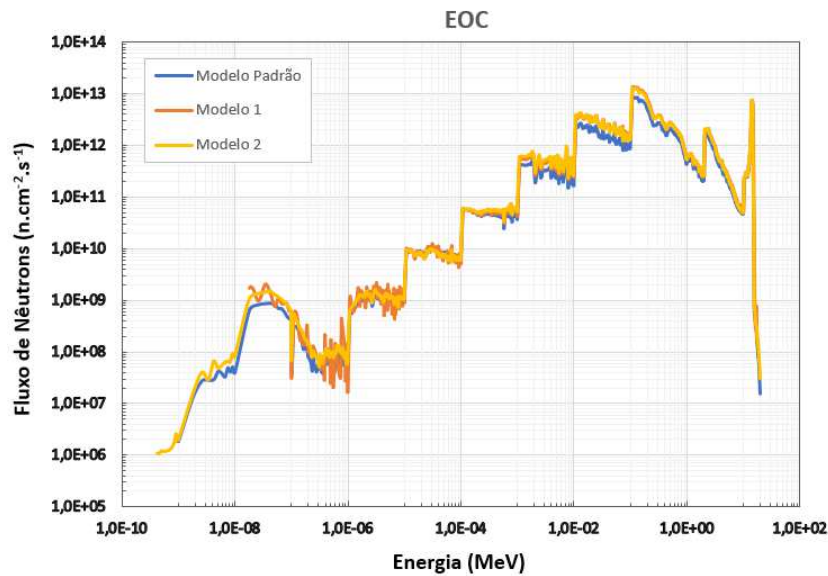


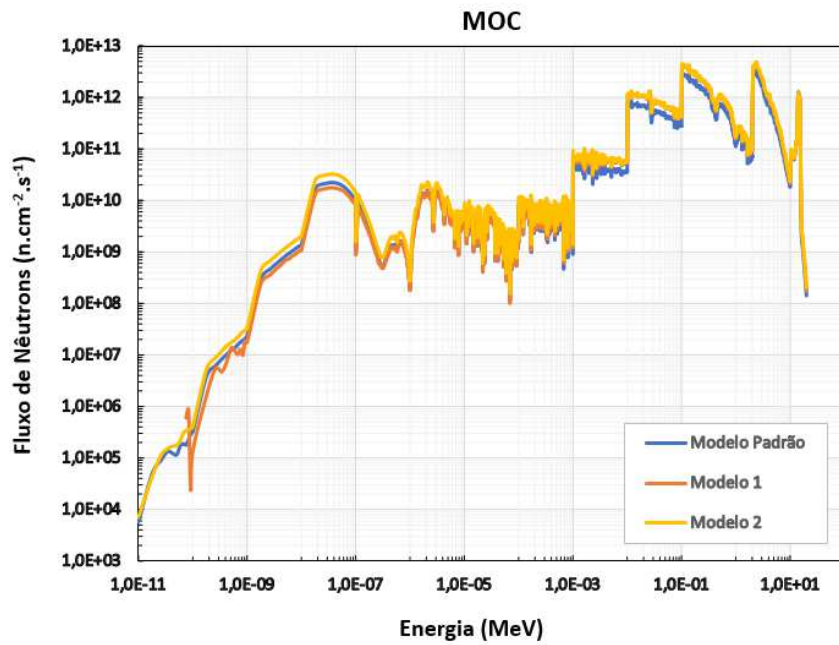
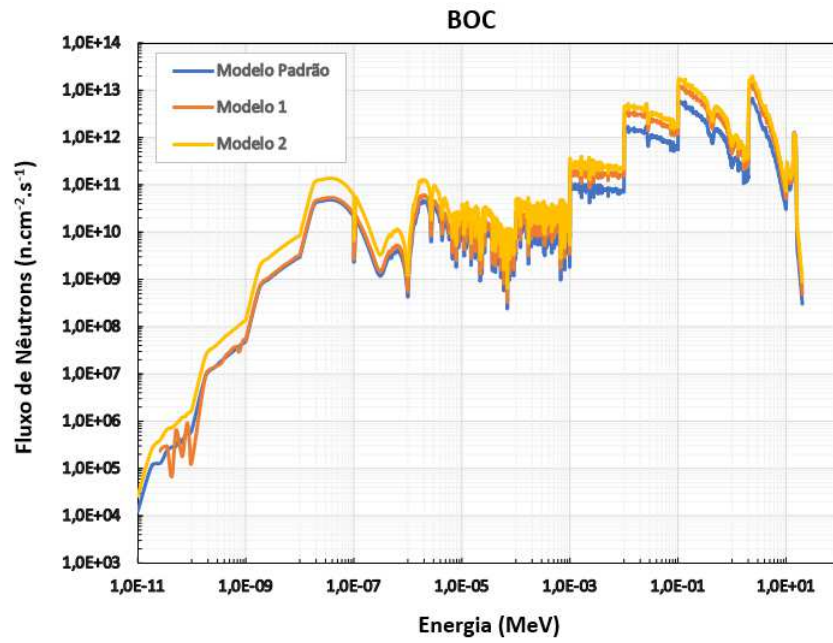
Figura 4.1. Fluxos de nêutrons na primeira superfície da CT em BOC, MOC e EOC, para os três modelos.

Tabela 4.1. Valores de fluxo e energias dos nêutrons calculados para a primeira superfície da CT dos três modelos, em BOC, MOC e EOC.

		Modelo Padrão	Modelo 1	Modelo 2
BOC	Nêutrons Térmicos (%)	0,002	0,002	0,002
	Nêutrons Intermediários (%)	71,374	75,000	74,760
	Nêutrons Rápidos (%)	28,625	24,998	25,238
	Total ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)	1,078E+15	2,258+15	2,954E+15
	Energia Média Ponderada (MeV)	7,509E-01	5,785E-01	5,501E-01
MOC	Nêutrons Térmicos (%)	0,002	0,002	0,003
	Nêutrons Intermediários (%)	69,125	73,198	72,620
	Nêutrons Rápidos (%)	30,873	26,799	27,378
	Total ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)	6,221E+14	9,487+14	9,311E+14
	Energia Média Ponderada (MeV)	9,587E-01	7,679E-01	7,731E-01
EOC	Nêutrons Térmicos (%)	0,002	0,002	0,003
	Nêutrons Intermediários (%)	67,899	72,177	71,559
	Nêutrons Rápidos (%)	32,103	27,820	28,438
	Total ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)	5,039E+14	7,017+14	6,916E+14
	Energia Média Ponderada (MeV)	1,074E+00	8,814E-01	8,855E-01

4.2. FLUXOS OBTIDOS NO VOLUME DA CAMADA TRANSMUTADORA

A Figura 4.2 apresenta os fluxos de nêutrons obtidos no volume da CT para os três modelos em BOC, MOC e EOC. Novamente, o comportamento do fluxo de nêutrons nos modelos ao longo da queima é bastante similar, com exceção aos picos apresentados no modelo 1 para o intervalo de energia $E < 10^{-9}$ MeV. É provável que este comportamento seja influência do fluxo de nêutrons na primeira superfície da CT, como visto anteriormente. Para o intervalo de energia de 10^{-6} a 10^{-3} MeV, verifica-se o aparecimento de picos de ressonância, que podem estar relacionados com as seções de choque microscópicas dos isótopos que compõem toda a CT, como refrigerante, revestimento e combustível. É possível notar um aumento na população de nêutrons térmicos e rápidos, devido à produção destes por reações de fissão e posterior moderação com o meio. Durante toda a queima, o modelo 2 exibe os maiores valores de fluxos para todo o espectro de energia, seguido pelo modelo 1 e modelo padrão. Estes valores diminuem ao longo da queima com o consumo de material fissil e produção dos produtos de fissão, entretanto, as proporções para os nêutrons térmicos, intermediários e rápidos, são mantidas, como pode ser visualizado na Tabela 4.2. A maior população de nêutrons permanece sendo os nêutrons com energias intermediárias (cerca de 70% para os modelos), porém, a população de nêutrons rápidos corresponde, agora, a quase 1/3 da população nos três modelos. Como pode ser inferido dos valores apresentados na Tabela 4.2, a diferença relativa para os valores de fluxo total nos modelos com componente Divisor e modelo padrão, inicia-se em 52% (modelos padrão e 1) e atinge o valor de 23% (modelos padrão e 1) em EOC.



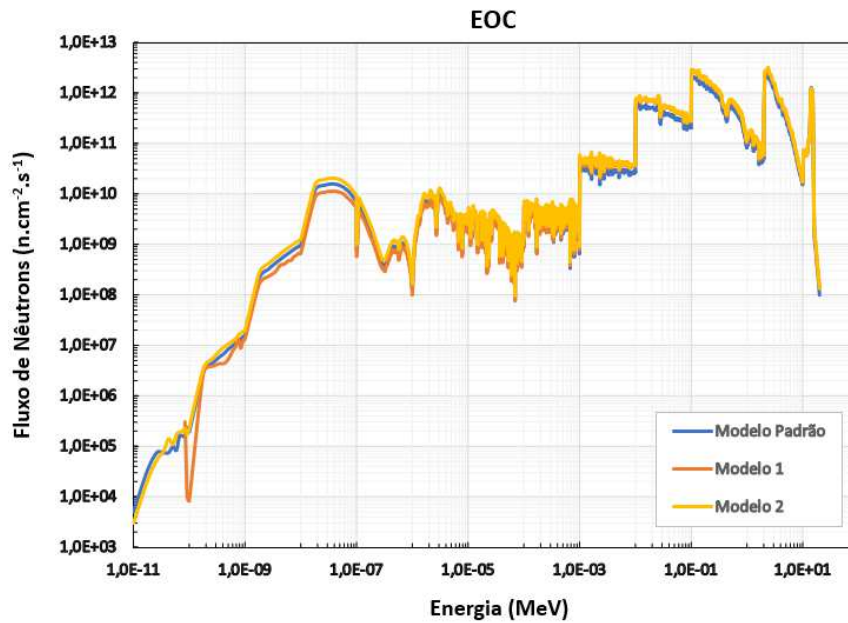


Figura 4.2. Fluxos de nêutrons no volume da CT em BOC, MOC e EOC, para os três modelos.

Tabela 4.2. Valores de fluxo e energias dos nêutrons calculados para o volume da CT dos três modelos, em BOC, MOC e EOC.

		Modelo Padrão	Modelo 1	Modelo 2
BOC	Nêutrons Térmicos (%)	0,037	0,020	0,036
	Nêutrons Intermediários (%)	69,642	70,675	70,186
	Nêutrons Rápidos (%)	30,321	29,305	29,779
	Total (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	1,619E+15	3,376E+15	4,799E+15
	Energia Média Ponderada (MeV)	5,935E-01	5,610E-01	5,660E-01
MOC	Nêutrons Térmicos (%)	0,035	0,020	0,033
	Nêutrons Intermediários (%)	69,674	70,768	70,336
	Nêutrons Rápidos (%)	30,291	29,213	29,631
	Total (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	7,949E+14	1,164E+15	1,218E+14
	Energia Média Ponderada (MeV)	6,203E-01	5,818E-01	5,885E-01
EOC	Nêutrons Térmicos (%)	0,034	0,019	0,032
	Nêutrons Intermediários (%)	69,679	70,875	70,419
	Nêutrons Rápidos (%)	30,287	29,106	29,548
	Total (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	5,843E+14	7,660E+14	8,012E+14
	Energia Média Ponderada (MeV)	6,395E-01	5,978E-01	6,045E-01

O fluxo de nêutrons na superfície da CT, constituído principalmente pelos nêutrons de fusão mais os nêutrons liberados nas reações de captura com o Be e Li (elementos que compõem as camadas mais internas), representa cerca de 60% do fluxo no volume da CT em BOC. Ao longo da queima, esta importância do fluxo na superfície sob o fluxo no volume da CT aumenta para todos os sistemas, chegando a um valor de cerca de 86% ao final da queima do combustível. Com a inserção do componente Divisor nos modelos 1 e 2, a população de nêutrons sofre um aumento de no mínimo 50% com relação ao modelo padrão para o início da queima e, em MOC e EOC, estas porcentagens diminuem para cerca de 30% e 20%, respectivamente. Apesar destes nêutrons serem em boa parte constituídos por nêutrons de energia intermediária, a probabilidade de se gerar fissões nos actínídeos é consideravelmente maior devido ao aumento da população de nêutrons em toda a faixa de energia, mas especialmente para os nêutrons rápidos nestes sistemas.

Portanto, o componente Divisor propicia um maior espalhamento dos nêutrons na região inferior da Câmara de Plasma que, em consequência, favorece um aumento do fluxo de nêutrons na primeira superfície da CT, seja por nêutrons espalhados pelo componente Divisor e que não são absorvidos pelas camadas internas a CT, ou por nêutrons produzidos pelas reações $(n,2n)$ (por exemplo pelo Be), e então, um aumento do fluxo no volume da CT.

5. ANÁLISES DOS ERROS RELATIVOS PARA OS CÁLCULOS DE FLUXO EM CADA MODELO AVALIADO

As análises de erro para os cálculos de fluxo foram realizadas devido às diferenças no número de partículas utilizadas na execução dos modelos com o código MCNP5. Para o modelo padrão e modelo 2, as execuções foram feitas com 10^8 partículas e para o modelo 1, utilizou-se 10^6 partículas para os cálculos de fluxo.

A Figura 5.1 e a Tabela 5.1 mostram o comportamento e os valores dos erros relativos médios para os cálculos de fluxo na primeira superfície e volume da CT dos três modelos. Nos três pontos de queima, os valores para o modelo 1 são aproximadamente uma ordem de grandeza maior do que os modelos padrão e 2, para as duas regiões de cálculo do fluxo (primeira superfície e volume da CT). Somente os valores em BOC para a primeira superfície e volume da CT do modelo 2, apresentam valores um pouco maiores que o modelo padrão, ao qual exibe os menores valores de erros para os fluxos na primeira superfície e volume da CT. O comportamento para os valores dos erros relativos, como visualizado na Figura 5.1, segue os valores obtidos dos fluxos totais: quanto maiores os valores amostrados para a contagem, maior é o desvio padrão e, portanto, os erros relativos para os fluxos no volume da CT são um pouco maiores do que os erros relativos para os fluxos na primeira superfície da CT. Entretanto, estas precisões também variam devido ao número de partículas utilizado nas simulações de cada modelo, como pode ser visto na equação abaixo, utilizada pelo MCNP para o cálculo de erro relativo de suas contagens,

$$R \equiv \frac{1}{\sqrt{N}} \frac{S}{\bar{x}},$$

onde S é o desvio padrão estimado de uma população x baseada nos valores de x_i que foram amostrados, \bar{x} é o valor médio das pontuações x_i para todos os históricos calculados no problema e N é o número de histórias calculados no problema. Portanto, sendo R proporcional a $1/\sqrt{N}$, uma diferença de 10^2 partículas entre os modelos, se traduz em um erro relativo de uma ordem de grandeza maior. Todavia, todos os valores de erros obtidos para os modelos,

encontram-se dentro da margem de qualidade dos cálculos executados pelo MCNP, como pode ser visualizado na Tabela 5.2.

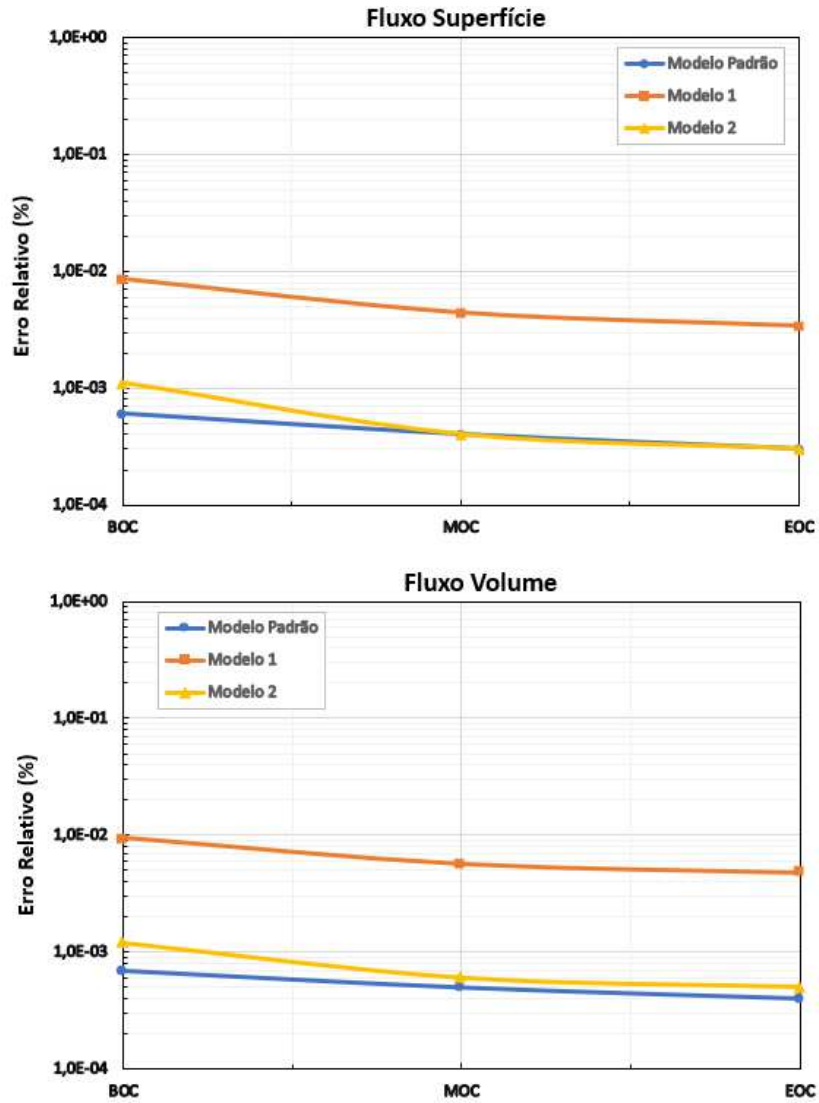


Figura 5.1. Erro relativo para o cálculo dos fluxos totais na superfície e no volume da CT dos três sistemas.

Tabela 5.1. Valores para os erros relativos dos cálculos de fluxo total na superfície e no volume da CT dos três sistemas.

	Fluxo na Primeira Superfície CT			Fluxo no Volume CT		
	BOC	MOC	EOC	BOC	MOC	EOC
Modelo Padrão	6,00E-04	4,00E-04	3,00E-04	7,00E-04	5,00E-04	4,00E-04
Modelo 1	8,50E-03	4,40E-03	3,40E-03	9,50E-03	5,70E-03	4,80E-03
Modelo 2	1,10E-03	4,00E-04	3,00E-04	1,20E-03	6,00E-03	5,00E-04

Tabela 5.2. Guia para interpretação do Erro relativo pelo MCNP [30].

Intervalo de R	Qualidade do Cálculo
0,5 a 1	Ruim
0,2 a 0,5	Fator de poucos
0,1 a 0,2	Questionável
< 0,10	Geralmente aceitável exceto para detectores pontuais
< 0,05	Geralmente aceitável para detectores pontuais

6. RESULTADOS E ANÁLISES DA TRANSMUTAÇÃO NOS MODELOS PROPOSTOS PARA O DIVERSOR

Esta seção analisa a variação da composição do combustível ao longo da queima, além do acompanhamento para os valores das seções de choque microscópicas, fator de multiplicação, fator de reprodução de nêutrons, atividade e radiotoxicidade, que mudam de acordo com esta variação da composição. Estes cálculos são realizados pelo código MONTEBURNS à partir de cálculos do MCNP5 e de alguns dados gerados pelo código ORIGIN2.1. Os resultados do MCNP5 e ORIGIN2.1 e outros cálculos são produzidos sucessivamente conforme o código MONTEBURNS é executado. Para a análise da composição do combustível, utilizou-se 40 ciclos internos em 10 etapas para a execução do programa, sendo que cada etapa corresponde a um intervalo de 365 dias. Deste modo, a queima do combustível foi realizada por um período total de 10 anos (3650 dias), sem interrupções ou recargas. Os valores para as potências de fissão e fusão (potência para a fonte de nêutrons de fusão D-T) foram 3000 MW e 250 MW, respectivamente. O número de histórias escolhido para as simulações no MCNP5 foi de 10^6 .

Os resultados para algumas grandezas anteriormente citadas, são apresentados tanto para a composição de todo o material combustível quanto para apenas o grupo de actínídeos presentes nos combustíveis dos modelos.

6.1. ANÁLISES DO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO E FATOR DE REPRODUÇÃO DE NÊUTRONS

As Figuras 6.1 e 6.2 exibem a evolução temporal de k_{eff} e η (fator de reprodução) nos sistemas, respectivamente. Analisando a Figura 6.1, o modelo 2 apresenta maior fator de multiplicação de nêutrons ao longo da queima do combustível, seguido pelo modelo 1 e modelo padrão, sendo as maiores diferenças entre os valores dos sistemas com componente Diversor e o modelo sem este componente. Evidentemente, os comportamentos exibidos devem-se aos maiores fluxos de nêutrons nos modelos 2 e 1, respectivamente, já que, aproximadamente, 1/3 de suas populações de nêutrons possuem energias no espectro rápido, aumentando a probabilidade de ocorrer reações de fissão nos transurânicos. Os três sistemas se iniciam em

estado subcrítico e permanecem assim até o final da queima. Já o modelo padrão, é quem manifesta maior valor de η tanto para toda a composição do material combustível, quanto para somente o grupo de actinídeos, seguido pelos modelos 2 e 1, nesta ordem. Analisando o grupo de actinídeos, os menores valores de η apresentados pelos modelos com componente Diversor comparados ao modelo sem este componente, indicam que a probabilidade de ocorrência de reações de fissão no modelo padrão é maior, já que o fator de reprodução é uma função da energia do nêutron e dentre os três modelos, o primeiro exibe maiores energias médias ponderadas ao longo da queima, como apresentado na Tabela 4.2. Entretanto, como o modelo padrão exibe os menores valores para k_{eff} , isso pode indicar que as taxas de absorção e fuga de nêutrons devem ser maiores em sua CT, uma vez que a taxa de variação da população de nêutrons é dada pelos somatórios das taxas de produção do meio, produção da fonte, absorção e fuga. As Tabelas 6.1 e 6.2 apresentam, respectivamente, os valores de k_{eff} e η visualizados nas Figuras 6.1 e 6.2. Os valores de η para a composição total do material combustível são menores comparados aos valores para a composição de actinídeos no material combustível dos três modelos, pois as seções de choque macroscópicas de absorção dos isótopos de produtos de fissão devem ser incluídas no cálculo de η .

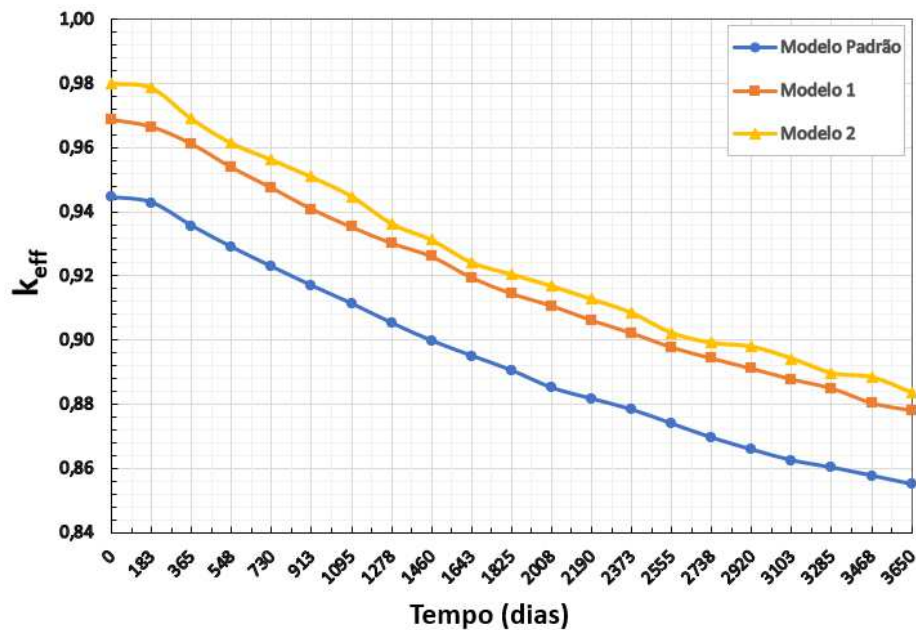


Figura 6.1. Evolução temporal do fator de multiplicação efetivo para os três sistemas.

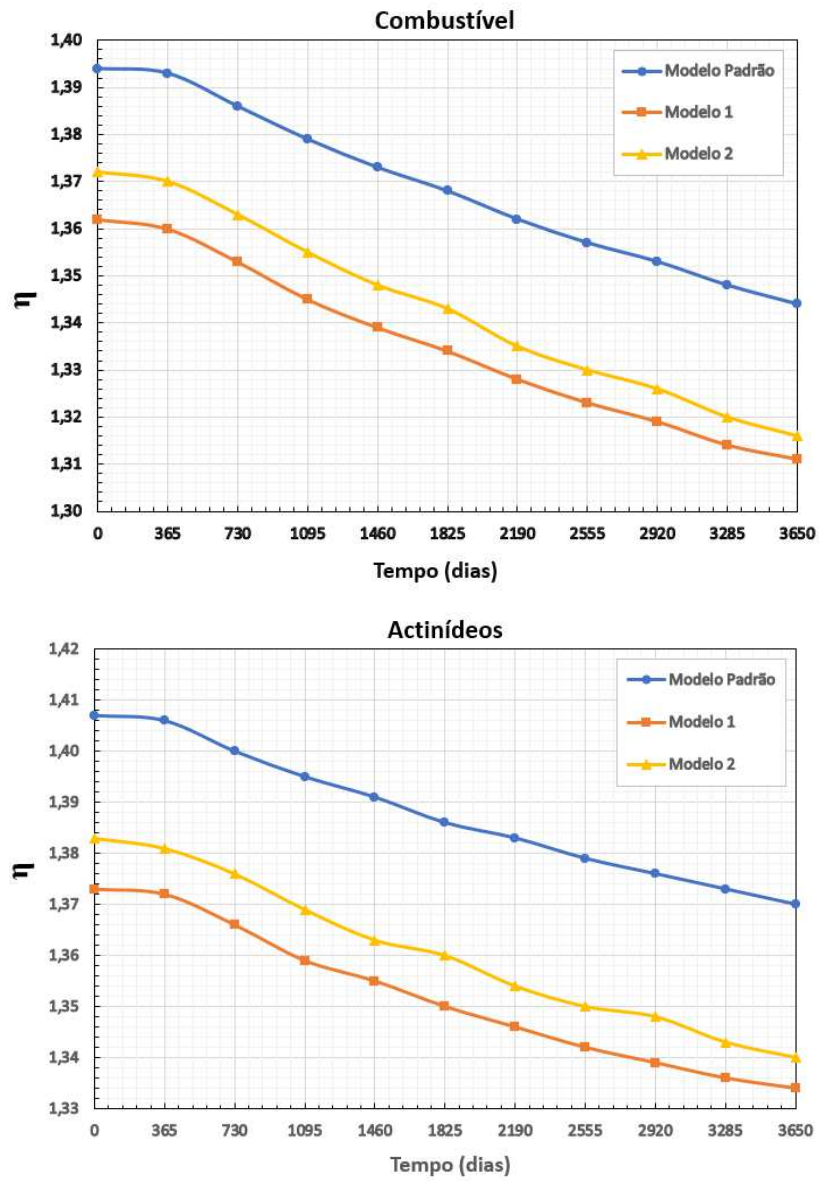


Figura 6.2. Evolução temporal do fator de reprodução para todo o material combustível (esquerda) e apenas o grupo de actínídeos (direita), nos três sistemas.

Tabela 6.1. Valores de k_{eff} e erro relativo obtidos para os modelos ao longo da queima dos combustíveis.

Tempo (dias)	Modelo Padrão		Modelo 1		Modelo 2	
	k_{eff}	Erro Relativo	k_{eff}	Erro Relativo	k_{eff}	Erro Relativo
0	9,45E-01	4,00E-04	9,69E-01	9,30E-04	9,80E-01	7,00E-04
182	9,43E-01	4,00E-04	9,67E-01	9,00E-04	9,79E-01	7,40E-04
365	9,36E-01	4,20E-04	9,61E-01	9,70E-04	9,69E-01	8,20E-04
547	9,29E-01	4,30E-04	9,54E-01	1,08E-03	9,61E-01	9,80E-04
730	9,23E-01	4,50E-04	9,47E-01	1,27E-03	9,56E-01	1,02E-03
912	9,17E-01	4,70E-04	9,41E-01	1,27E-03	9,51E-01	1,10E-03
1095	9,11E-01	4,90E-04	9,35E-01	1,27E-03	9,45E-01	1,16E-03
1277	9,05E-01	4,90E-04	9,30E-01	1,38E-03	9,36E-01	1,23E-03
1460	9,00E-01	5,10E-04	9,26E-01	1,40E-03	9,31E-01	1,29E-03
1642	8,95E-01	5,30E-04	9,19E-01	1,42E-03	9,24E-01	1,34E-03
1825	8,90E-01	5,30E-04	9,14E-01	1,48E-03	9,21E-01	1,41E-03
2007	8,85E-01	5,50E-04	9,11E-01	1,53E-03	9,17E-01	1,39E-03
2190	8,82E-01	5,40E-04	9,06E-01	1,60E-03	9,13E-01	1,47E-03
2372	8,78E-01	5,60E-04	9,02E-01	1,54E-03	9,08E-01	1,47E-03
2555	8,74E-01	5,70E-04	8,98E-01	1,62E-03	9,02E-01	1,45E-03
2737	8,69E-01	5,70E-04	8,94E-01	1,59E-03	8,99E-01	1,51E-03
2920	8,66E-01	5,80E-04	8,91E-01	1,64E-03	8,98E-01	1,55E-03
3102	8,62E-01	6,00E-04	8,88E-01	1,70E-03	8,94E-01	1,53E-03
3285	8,60E-01	5,90E-04	8,85E-01	1,75E-03	8,90E-01	1,58E-03
3467	8,58E-01	6,00E-04	8,80E-01	1,70E-03	8,88E-01	1,61E-03
3650	8,55E-01	6,00E-04	8,78E-01	1,78E-03	8,84E-01	1,62E-03

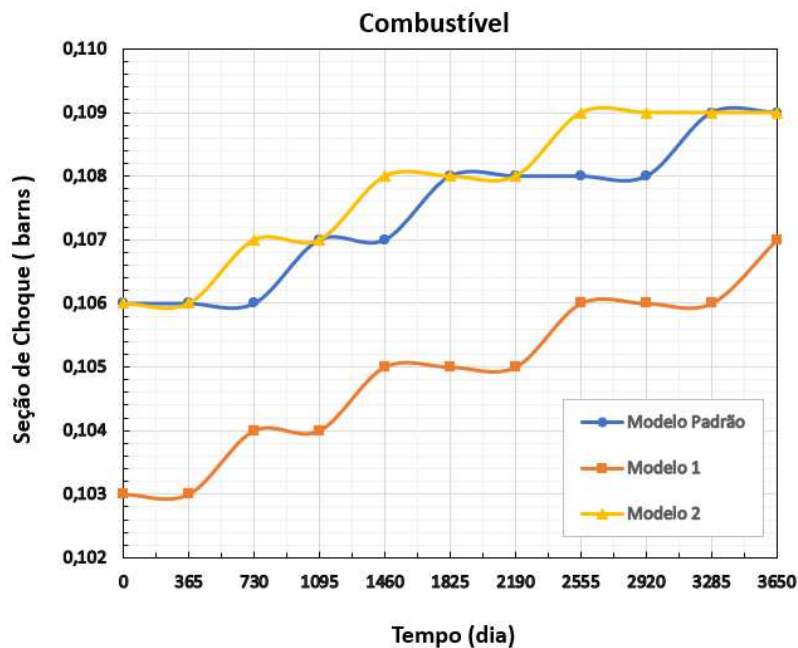
Tabela 6.2. Valores de η obtidos para a composição total dos materiais combustíveis e para os isótopos actinídeos nos combustíveis ao longo da queima.

Tempo (dias)	Material Combustível			Actinídeos		
	Modelo Padrão	Modelo 1	Modelo 2	Modelo Padrão	Modelo 1	Modelo 2
0	1,394	1,362	1,372	1,407	1,373	1,383
365	1,393	1,360	1,370	1,406	1,372	1,381
730	1,386	1,353	1,363	1,400	1,366	1,376
1095	1,379	1,345	1,355	1,395	1,359	1,369
1460	1,373	1,339	1,348	1,391	1,355	1,363
1825	1,368	1,334	1,343	1,386	1,350	1,360
2190	1,362	1,328	1,335	1,383	1,346	1,354
2555	1,357	1,323	1,330	1,379	1,342	1,350
2920	1,353	1,319	1,326	1,376	1,339	1,348
3285	1,348	1,314	1,320	1,373	1,336	1,343
3650	1,344	1,311	1,316	1,370	1,334	1,340

Verifica-se, portanto, que para o modelo padrão, maior quantidade de nêutrons são gerados na CT, em especial por reações de fissão, em comparação aos modelos 1 e 2. Entretanto, devido ao menor valor de k_{eff} apresentado ao longo de toda a queima do combustível neste modelo, há maior perda de nêutrons em seu sistema.

6.2. ANÁLISES DAS SEÇÕES DE CHOQUE MICROSCÓPICAS

As seções de choque microscópicas de captura radiativa e de fissão, bem como a probabilidade de fissão por nêutron absorvido, foram obtidas para os três modelos ao longo da queima do combustível. A Figura 6.3 exibe os dados para a seção de choque microscópica de captura radiativa, tanto para todo o material combustível quanto para o grupo de actínides. Para estas duas composições, o modelo 2 apresenta a maior probabilidade de absorção de nêutrons, seguido pelos modelos padrão e modelo 1, respectivamente.



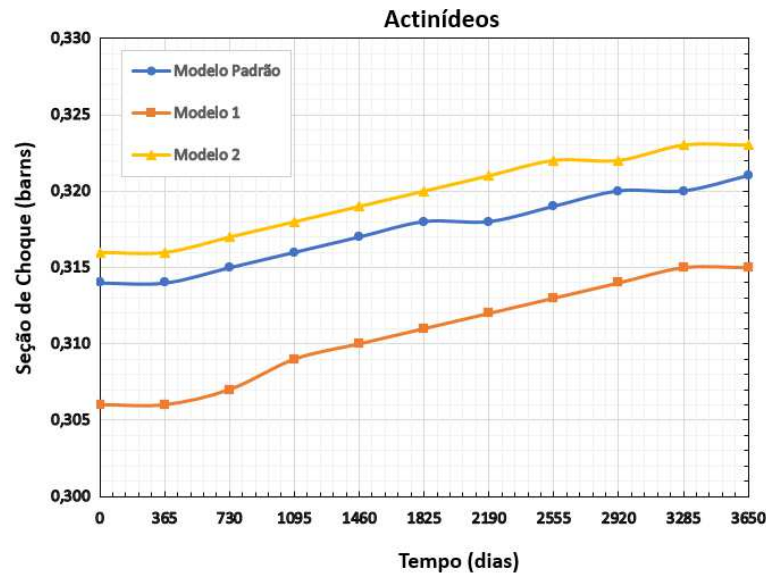


Figura 6.3. Seções de choque microscópicas de captura radiativa para o combustível (esquerda) e grupo de actinídeos (direita) nos três modelos, ao longo da queima.

A Figura 6.4 mostra as seções de choque microscópica de fissão nos modelos para o grupo dos actinídeos. Como é possível observar, estes valores diminuem com o período de queima devido à diminuição do fluxo de nêutrons, em especial os nêutrons do espectro rápido, e à diminuição de material fissil no combustível. Apesar das diferenças nos valores se situar na terceira casa decimal, as reações de fissão são mais favoráveis de ocorrerem para os nuclídeos do modelo padrão. Isto pode ser verificado também na Figura 6.5, que exhibe o comportamento para as probabilidades de fissão por nêutron absorvido dos actinídeos no intervalo de queima do combustível. No início da queima, as probabilidades para fissão por nêutron absorvido alcançam os valores de aproximadamente 46% a 47%, e então decaem para cerca de 44,5% a 45,5%, uma redução de aproximadamente 3,2% para os três modelos.

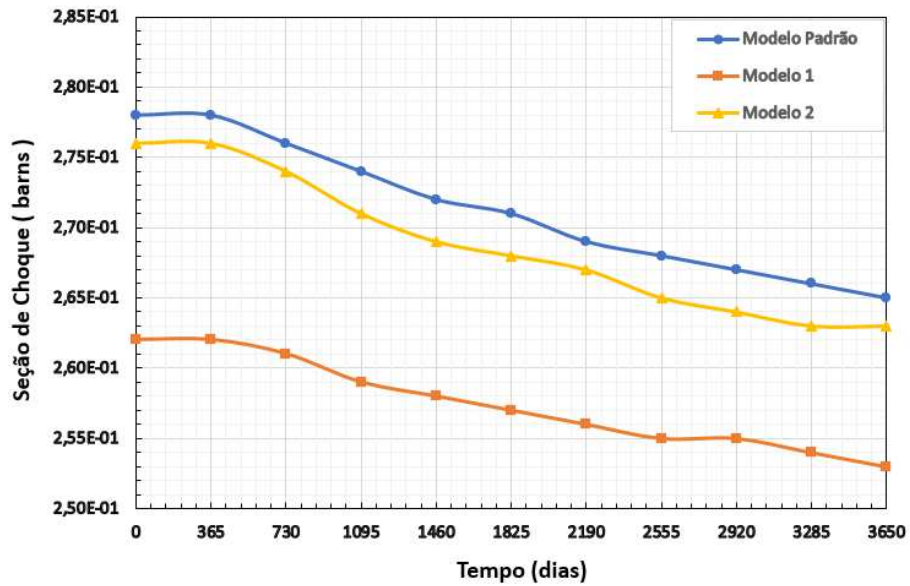


Figura 6.4. Seções de choque microscópicas de fissão para o grupo de actínídeos nos três modelos, ao longo da queima.

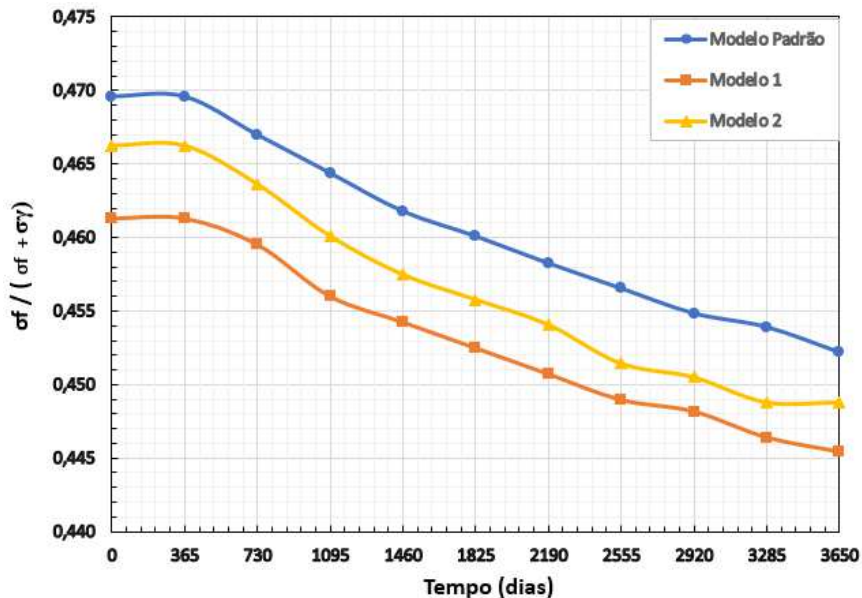


Figura 6.5. Probabilidade de fissão por nêutron absorvido nos actínídeos dos combustíveis ao longo da queima.

A Figura 6.6 exibe os valores das probabilidades de fissão por nêutron absorvido para os isótopos do grupo de actínídeos. De acordo com o gráfico, os nuclídeos que apresentam valores acima de 80% para a probabilidade de reação, são: o U-233, Np-238, Pu-239, Pu-241, Am-242, Cm-243 e Cm-245. Destes, apenas o U-233, Pu-239 e Pu-241 são físeis e o Pu-239,

Pu-241 e Np-238 são bastante consumidos na CT dos três modelos, como pode ser visualizado na Figura 6.7. Alguns nuclídeos como o Th-233, U-234, U-237, Pu-238, Pu-240 e Pu-242, possuem maiores probabilidades de se fissionarem no modelo 1 e o restante dos nuclídeos acompanhados apresentam valores aproximados para os três modelos.

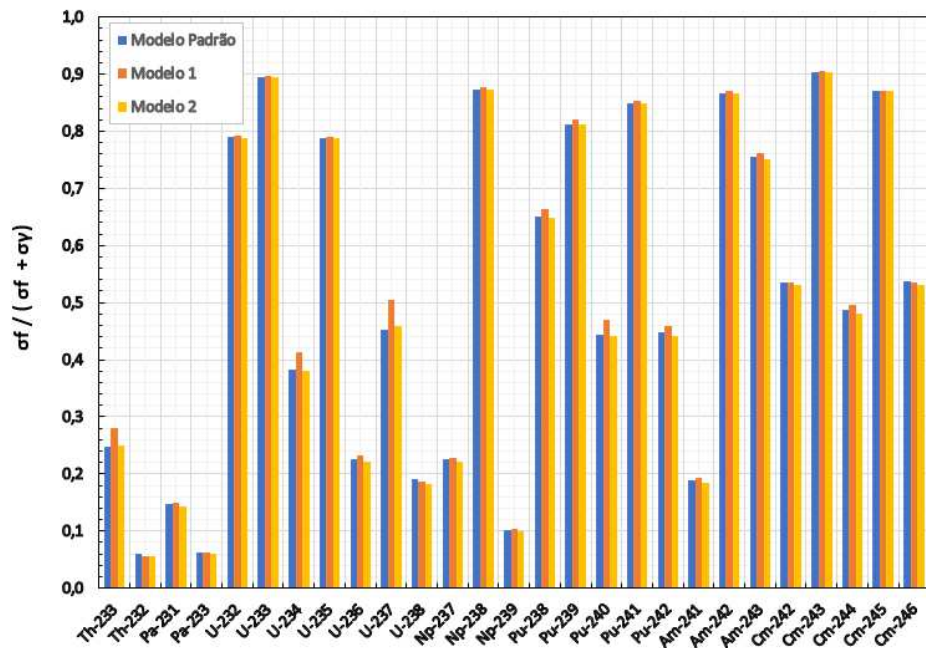
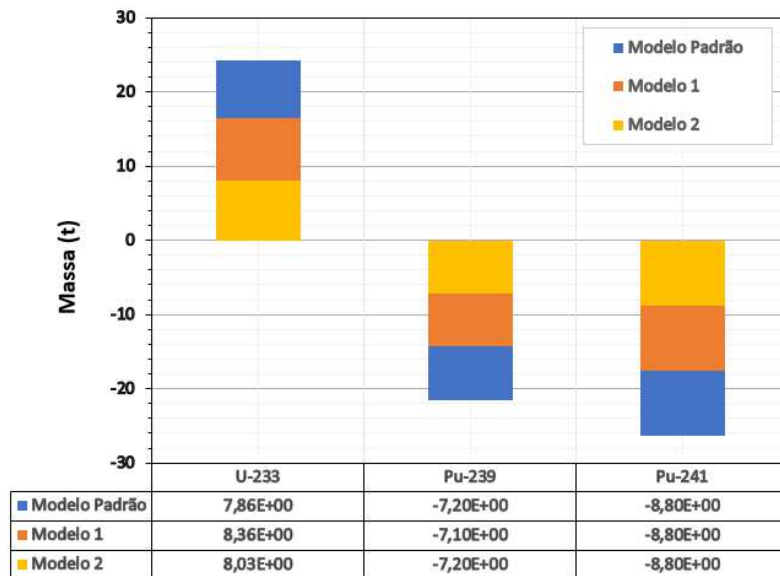


Figura 6.6. Probabilidade de fissão para os actínideos nos três modelos.



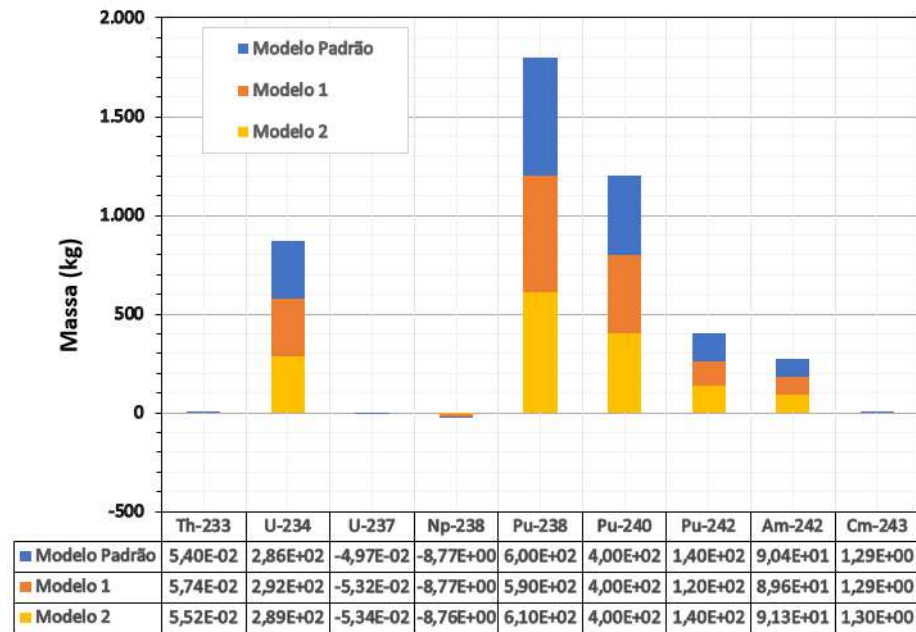


Figura 6.7. Consumo e produção de alguns actinídeos nos três modelos.

O modelo padrão apresenta maior valor para as seções de choque microscópicas de fissão dos actinídeos e probabilidade de fissão por nêutron absorvido, seguido pelos modelos 1 e 2. Para as seções de choque microscópicas de captura radiativa, é o modelo 2 quem apresenta os maiores valores, tanto para todo o material combustível quanto para os actinídeos, seguido então pelo modelo padrão e modelo 1. Estes valores para as seções de choque microscópicas e probabilidade de fissão por nêutron absorvido nos modelos, exibem variação de no máximo até a segunda casa decimal, contudo, essas pequenas diferenças são suficientes para aumentar a taxa de produção de nêutrons no modelo padrão, como analisado anteriormente.

6.3. TRANSMUTAÇÃO DO COMBUSTÍVEL POR GRUPO DE MATERIAL

Esta seção apresenta os resultados obtidos para a queima dos combustíveis em cada modelo, avaliados por grupos de materiais, sendo eles: material fissil (U-233, U-235, Pu-239, e Pu-241), actinídeos menores (Np, Am e Cm), produtos de fissão (Tc-99, Ru-101, Rh-103, I-129, Xe-131, Xe-134, Cs-135, Cs-137, Ba-138, Nd-143, Nd-145, Nd-147, Nd-148, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Eu-151, Eu-152, Eu-153, Eu-155, Gd-156, Gd-157) e outros actinídeos

(excluindo os materiais fisséis e actínídeos menores: Th-232, Th-233, Pa-231, Pa-233, U-232, U-234, U-236, U-237, U-238, Pu-238, Pu-240, Pu-241, Pu-242). Foram acompanhados 49 isótopos com o código MONTEBURNS.

A Tabela 6.1 apresenta os resultados de produção e consumo para os quatro grupos citados. De acordo com os dados exibidos, os modelos com componente Diversor apresentam maiores resultados em relação à transmutação dos actínídeos e, ainda, bons rendimentos com relação à conversão do combustível. Como discutido anteriormente, estes modelos exibem um aumento em suas populações de nêutrons para todo o espectro de energia, o que favorece a ocorrência das reações de fissão com os nuclídeos do combustível. Porém, o aumento na taxa de transmutação nestes modelos implica diretamente no acréscimo de produtos de fissão, como mostra a Tabela 6.1.

Tabela 6.3. Produção e consumo por grupo de material dos combustíveis ao final do período de queima.

		Modelo Padrão	Modelo 1	Modelo 2
Material Físsil	Massa Inicial (kg)	7,86E+04	7,86E+04	7,86E+04
	Massa Final (kg)	7,05E+04	7,11E+04	7,06E+04
	Líquido	-8,13E+03	-7,53E+03	-7,96E+03
Actínídeos Menores	Massa Inicial (kg)	9,25E+03	9,25E+03	9,25E+03
	Massa Final (kg)	1,41E+04	1,41E+04	1,41E+04
	Líquido	4,85E+03	4,86E+03	4,86E+03
Produtos de Fissão	Massa Inicial (kg)	1,89E+03	1,89E+03	1,89E+03
	Massa Final (kg)	5,37E+03	5,53E+03	5,53E+03
	Líquido	3,48E+03	3,64E+03	3,64E+03
Outros Actínídeos	Massa Inicial (kg)	5,94E+05	5,94E+05	5,94E+05
	Massa Final (kg)	5,86E+05	5,85E+05	5,85E+05
	Líquido	-8,39E+03	-8,50E+03	-8,48E+03
Material Total Combustível	Massa Inicial (kg)	6,84E+05	6,84E+05	6,84E+05
	Massa Final (kg)	6,75E+05	6,76E+05	6,76E+05
	Líquido	-8,19E+03	-7,53E+03	-7,94E+03

As diferenças mais significativas entre os modelos com e sem componente Diversor, referem-se ao consumo de material fissil: cerca de 7,4% de disparidade entre os modelos padrão e modelo 1 e, cerca de 2,1% entre os modelos padrão e modelo 2. Em grande parte, isto deve-se à produção do U-233 através da captura de nêutron inicial pelo Th-232, que decai por β^- para o Pa-233 e novamente decai por β^- para o U-233. A Figura 6.8 mostra a produção e

consumo líquidos dos isótopos fisséis nos combustíveis dos modelos. Ao final da queima, 7,86 t de U-233 são produzidas no modelo padrão; 8,36 t no modelo 1 e 8,03 t no modelo 2.

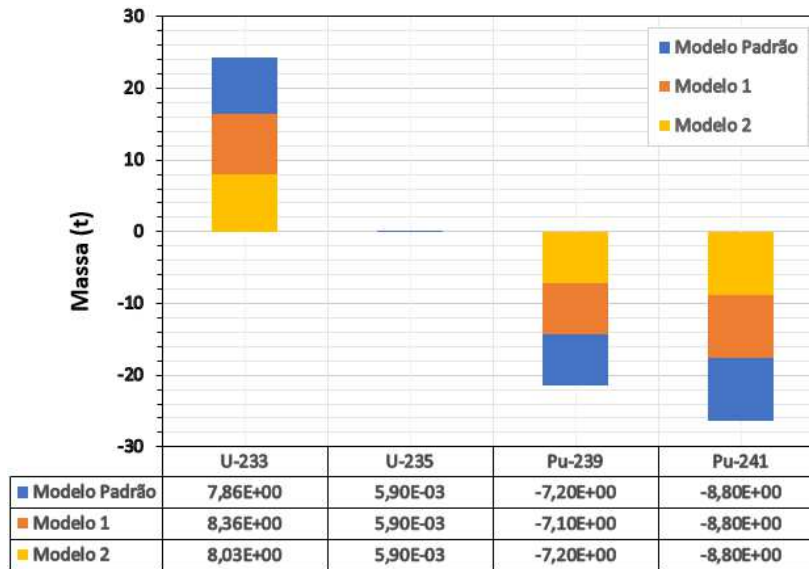


Figura 6.8. Produção e consumo para material fissil nos combustíveis dos modelos.

Considerando o consumo de actínídeos nos modelos, aqui levando em conta somente os isótopos Th-232, Th-233, Pa-231, Pa-233, U-232, U-234, U-236, U-237, U-238, Pu-238, Pu-240 e Pu-242, não ultrapassam o valor de cerca de 1,4% em relação à massa inicial. A Figura 6.9 mostra o consumo e produção destes isótopos. Dos isótopos citados, o Th-232 e U-238 foram os actínídeos mais consumidos, com mesmo consumo de massa nos três modelos. Já o Pu-238 exibiu maior produção para os três combustíveis, iguais a: 600 kg, 590 kg e 610 kg, para os modelos padrão, 1 e 2, respectivamente. Este isótopo é um grande emissor α e contribui para o aumento da atividade e radiotoxicidade nos combustíveis.

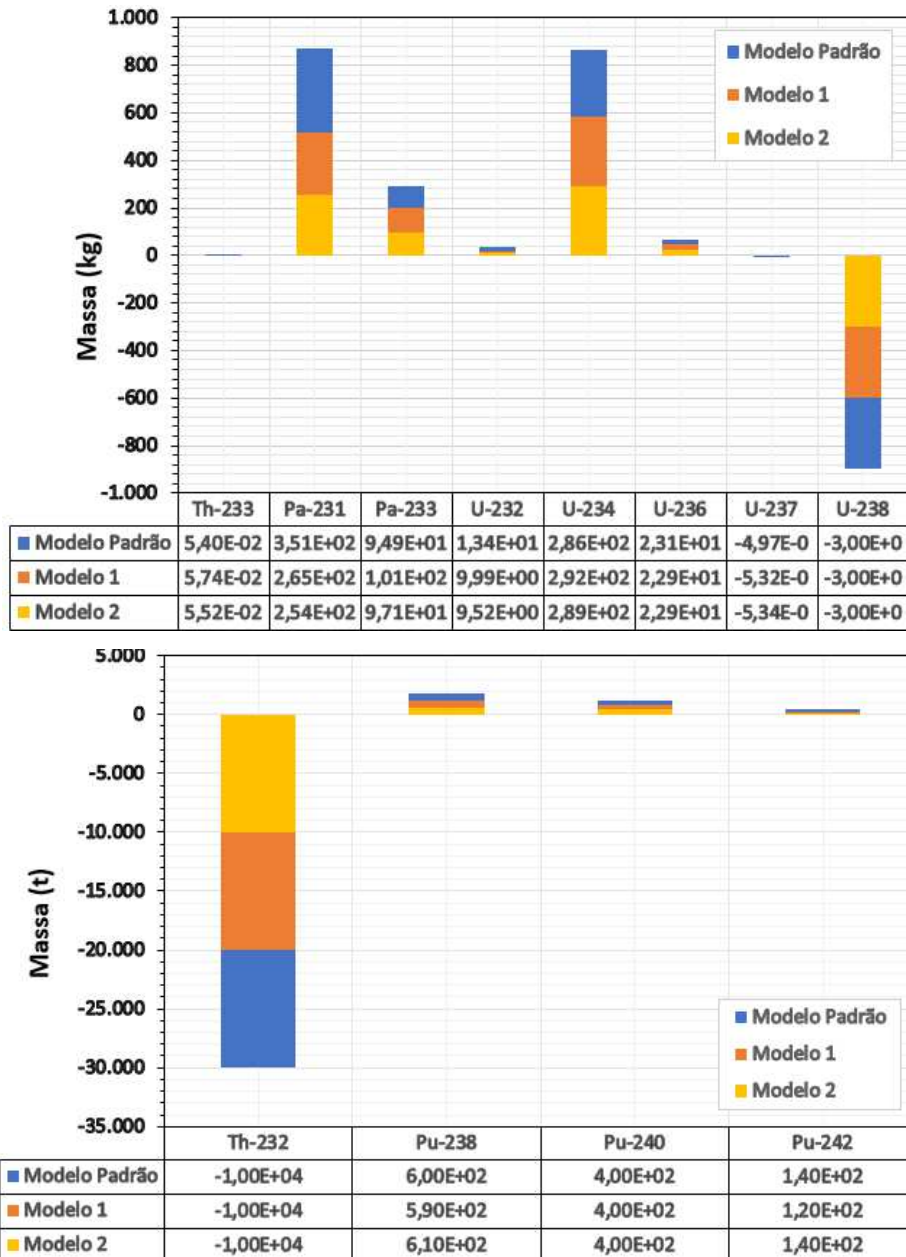


Figura 6.9. Produção e consumo para alguns actinídeos nos combustíveis nos modelos.

O consumo dos actinídeos menores nos combustíveis não apresentou grandes variações entre os modelos como os valores para a produção de material fissil. Entretanto, o consumo para cada combustível, exibiu valores próximos à 29%. Dentre este grupo, os isótopos com maiores reduções foram o Np-239, Cm-242, Cm-244 e Np-238, com mostra a Figura 6.10. O Am-242 e Am-243 apresentaram aumento de massa ao longo da queima nos três sistemas.

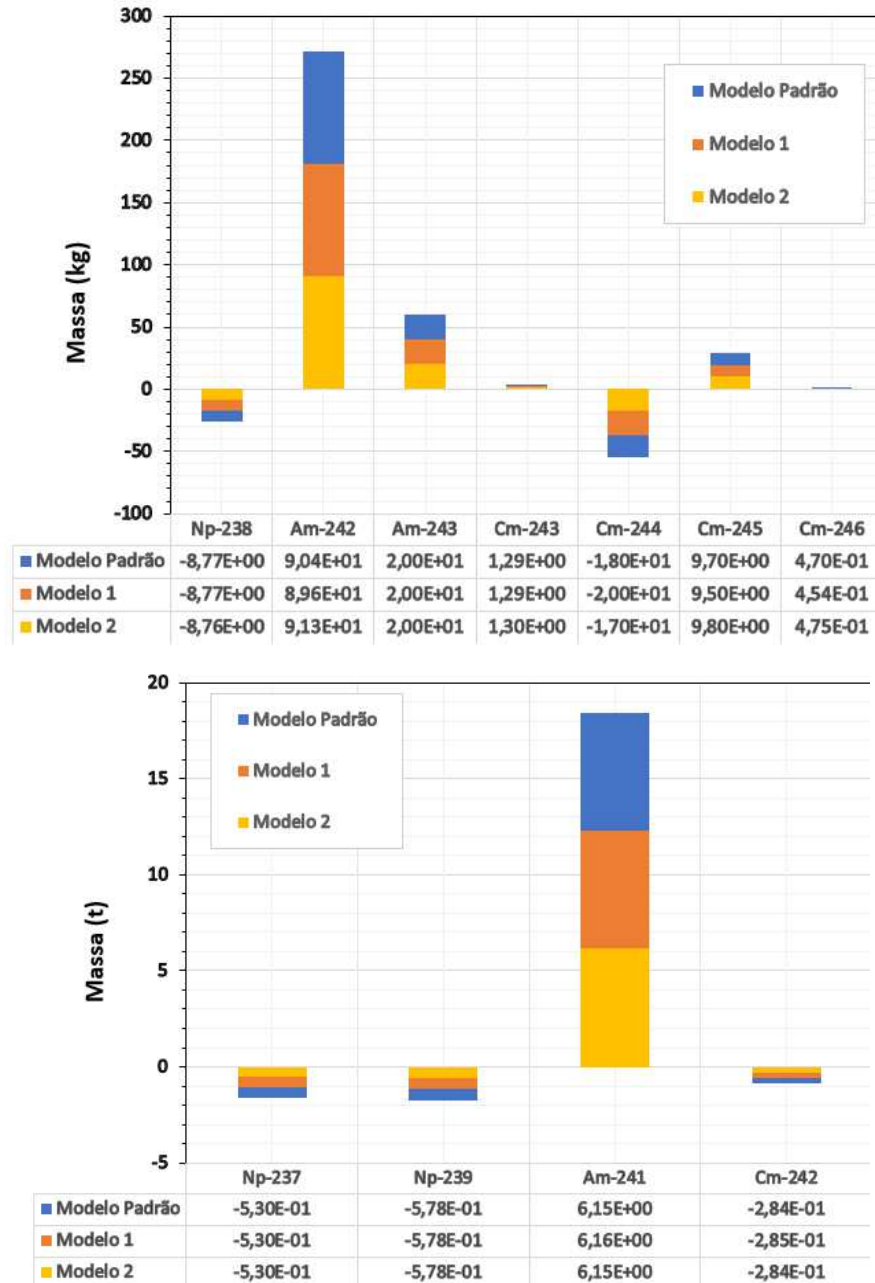


Figura 6.10. Produção e consumo dos actínídeos menores nos combustíveis dos modelos.

Por último, o aumento dos produtos de fissão nos combustíveis manteve-se em cerca de 65%, com a maior produção de massa apresentada pelo combustível do modelo 1, devido ao consumo superior de alguns actínídeos e actínídeos menores com relação aos combustíveis dos modelos padrão e 2. Dos isótopos acompanhados deste grupo, apenas o Sm-150 foi consumido durante a queima dos combustíveis e o Xe-134, Ce-135 e Ba-138, correspondem aos isótopos

com maior produção, respectivamente. A Figura 6.11 apresenta o consumo e produção dos produtos de fissão nos modelos.

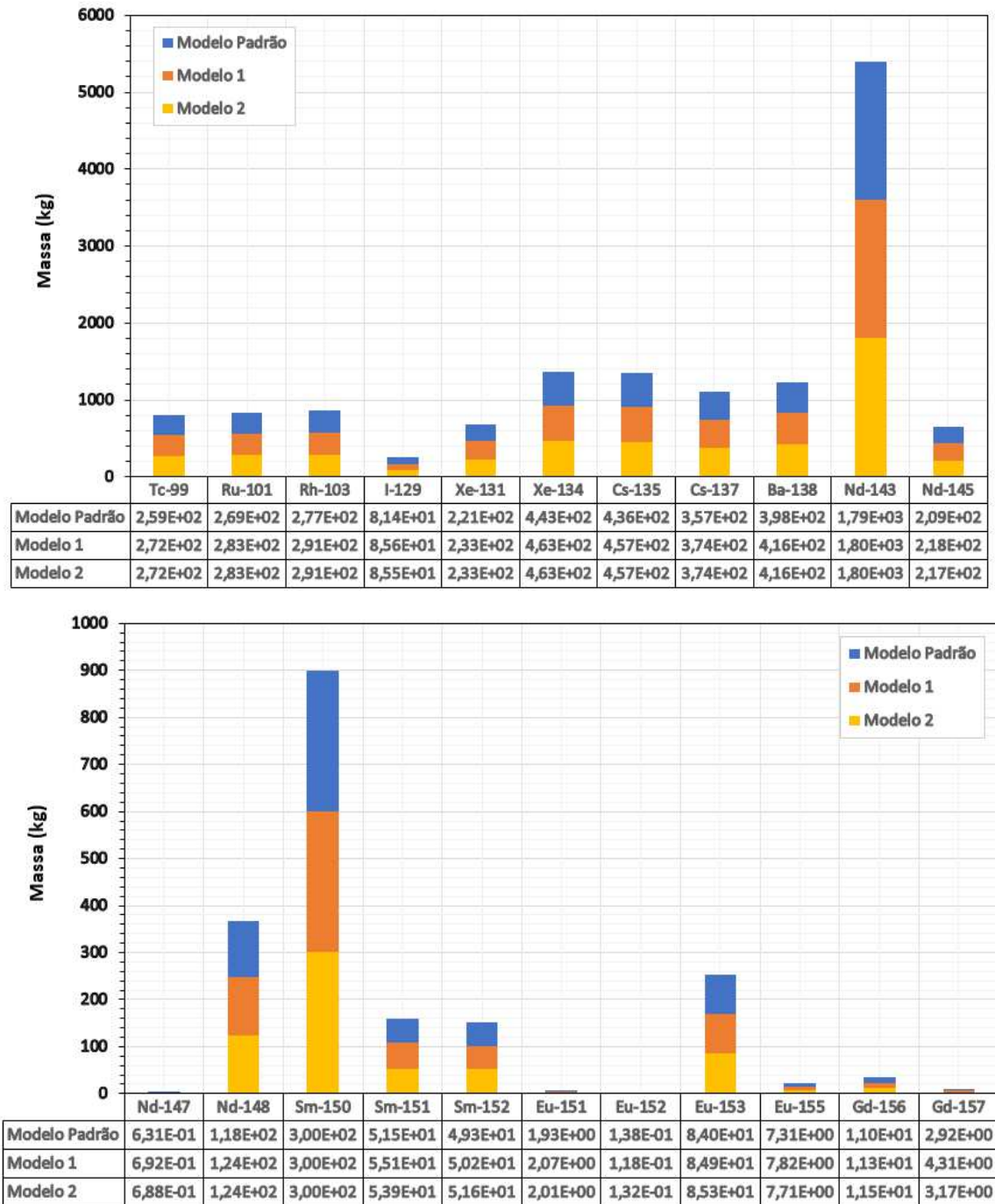


Figura 6.11. Produção e consumo para os produtos de fissão nos combustíveis dos três modelos.

Verifica-se que nenhum modelo alcança a redução para os actínídeos menores acompanhados neste trabalho (como analisado anteriormente, deve-se à produção dos Am-241, Am-242 e Am-243). Entretanto, o modelo 1 transmuta cerca de 1,3% a mais de massa em relação ao modelo padrão para os isótopos actínídeos acompanhados e, cerca de 1,0% com relação ao modelo 2. O consumo de material físsil ao final da queima nos combustíveis é maior para o modelo padrão, cerca de 7,4% com relação ao modelo 1 e, 2,1% com relação ao modelo 2. Esta diferença deve-se à produção do U-233 nos modelos, neste caso, maior para o modelo 1.

Portanto, os modelos com componente Divisor induzem mais reações de fissão nos nuclídeos presentes nos combustíveis, apesar do espectro menos endurecido comparado ao modelo padrão e isto ocorre, devido à maior população de nêutrons disponível no volume da camada transmutadora destes modelos. Além da menor população de nêutrons para a camada transmutadora do modelo padrão, verificou-se que pode haver maiores perdas de nêutrons em seu sistema.

6.4. ANÁLISES DE ATIVIDADE E RADIOTOXICIDADE

Esta seção analisa as principais grandezas de interesse para o propósito de se implementar uma camada transmutadora em reatores híbridos: diminuir a atividade e radiotoxicidade do rejeito final por meio de reações de fissão nos resíduos fissionáveis presentes no combustível queimado. A Tabela 6.2 apresenta os valores finais obtidos para a atividade dos isótopos em função da queima e as radiotoxicidades de ingestão e inalação em cada modelo, após um período de 10 anos de queima do combustível.

Tabela 6.4. Valores finais para a atividade e radiotoxicidade dos combustíveis queimados nos modelos.

		Modelo Padrão	Modelo 1	Modelo 2	Δ Modelo Padrão e 1 (%)	Δ Modelo Padrão e 2 (%)	Δ Modelos 1 e 2 (%)
Atividade (Ci)	MT*	1,91E+10	2,05E+10	2,03E+10	6,83	5,91	0,98
	A*	5,40E+09	5,65E+09	5,50E+09	4,42	1,82	2,65
	PF*	3,14E+07	3,28E+07	3,28E+07	4,26	4,27	0,01
Radiotoxicidade de Inalação (m ³ ar)	MT	1,44E+21	1,44E+21	1,44E+21	0,00	0,00	0,00
	A	1,44E+21	1,44E+21	1,44E+21	0,00	0,00	0,00
	PF	1,55E+16	1,63E+16	1,63E+16	4,91	4,91	0,00
Radiotoxicidade de Ingestão (m ³ água)	MT	5,57E+13	5,69E+13	5,63E+13	2,25	1,21	1,05
	A	5,41E+13	5,53E+13	5,47E+13	2,17	1,10	1,08
	PF	1,55E+12	1,63E+12	1,63E+12	4,91	4,91	0,00

*MT = Material Total; A = Actínídeos; PF = Produtos de fissão

Analisando-se os dados da Tabela 6.2 e a Figura 6.12, é possível verificar diferenças para as atividades dos combustíveis entre os modelos com e sem componente Divisor, sendo os produtos de fissão produzidos durante a queima, os principais responsáveis por estas alterações. A queda acentuada das curvas no intervalo de 0 a 2 anos de queima, deve-se ao consumo do U-237, Np-238, Np-239 e Cm-242, como apresentado na Figura 6.13, onde é possível verificar também sua influência no comportamento das curvas para as radiotoxicidades por inalação e ingestão. Porém, após este período de 2 anos os valores para os modelos permanecem constantes, tanto para todo o material combustível quanto para o grupo de actínídeos. De acordo com os dados da Tabela 6.2, o combustível do modelo 1 possui a maior atividade entre os sistemas por efeito dos actínídeos e o principal isótopo emissor deste grupo é o Np-239, com atividade igual a $1,22 \times 10^{10}$ Ci ao final da queima. Dos produtos de fissão, o Cs-137 apresenta os maiores valores de atividade nos combustíveis, iguais a $1,61 \times 10^7$ Ci para o modelo padrão e $1,68 \times 10^7$ Ci para os modelos 1 e 2. Tanto o Np-239 e Cs-137 são emissores β^- e de meia-vida curtas comparado ao período de operação do reator.

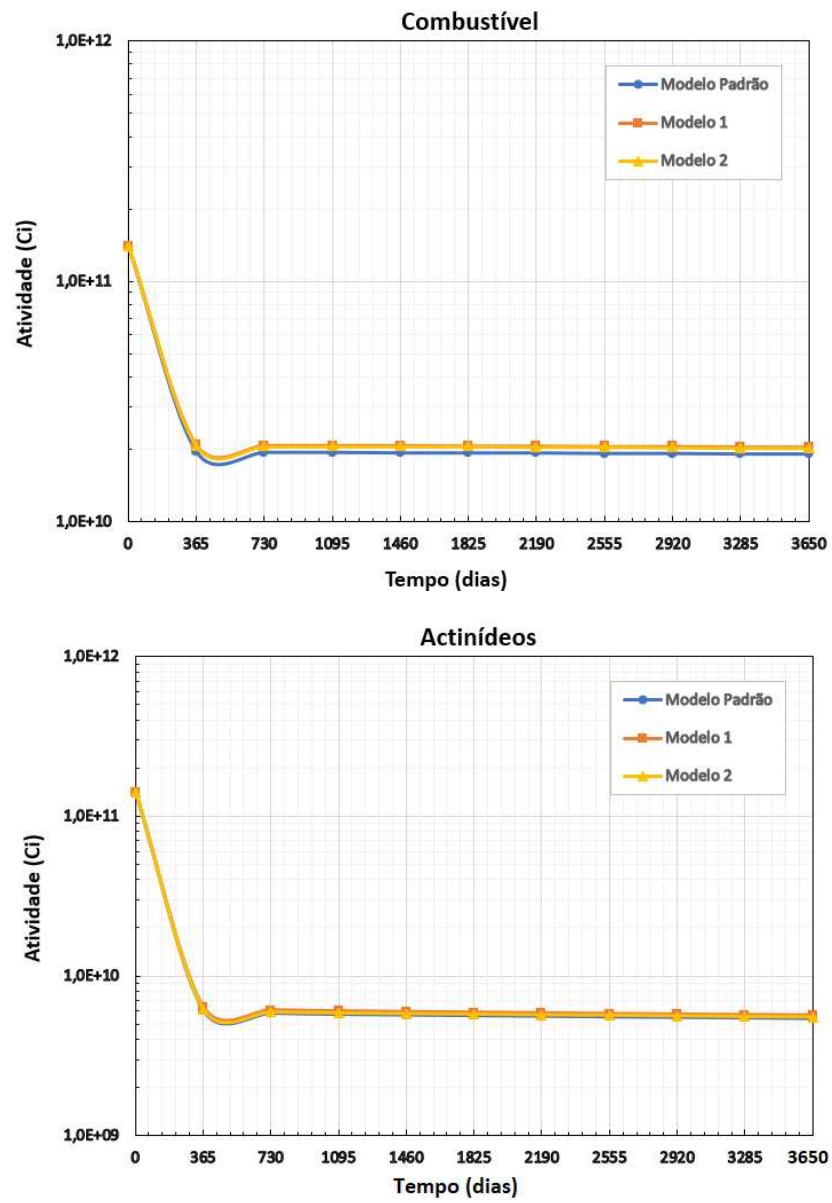


Figura 6.12. Evolução temporal da atividade nos combustíveis dos três modelos.

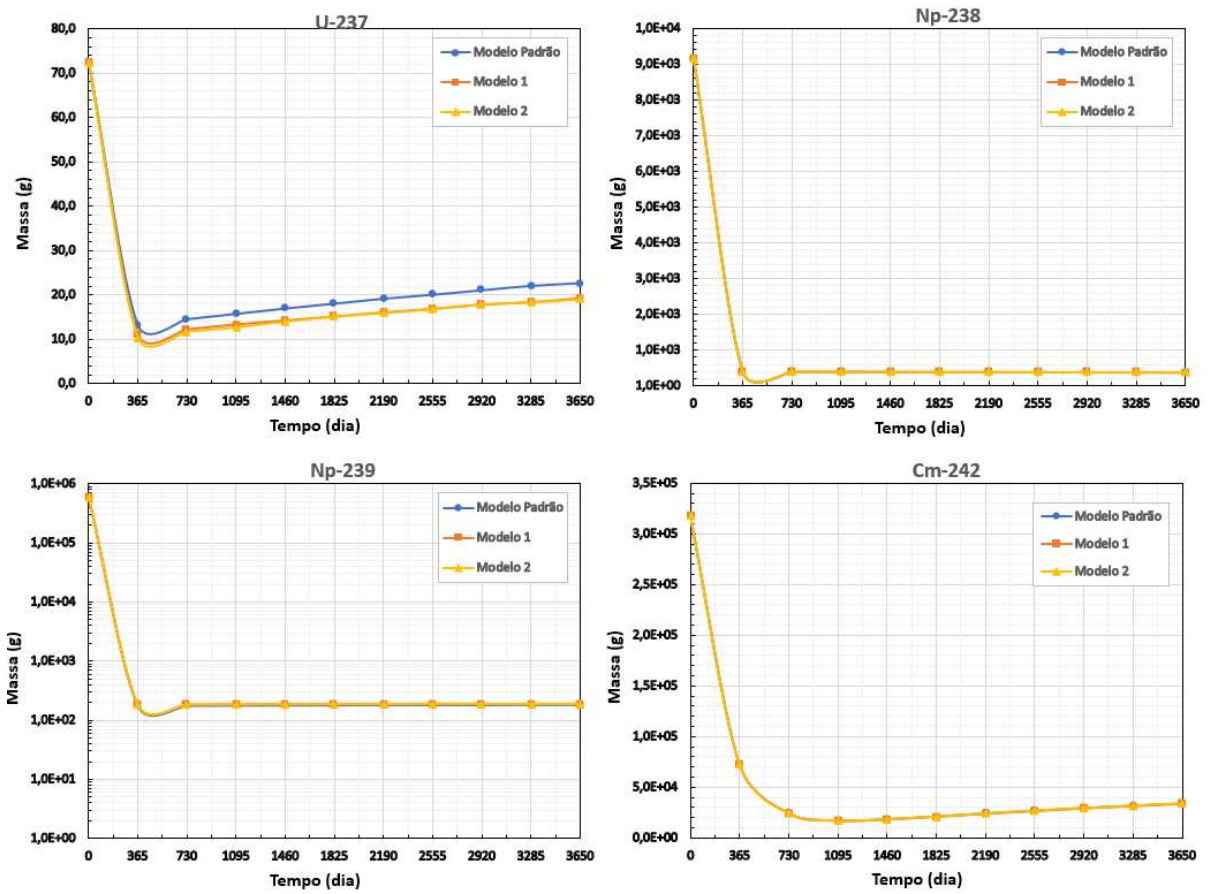


Figura 6.13. Variação de massa dos nuclídeos U-238, Np-238, Np-239 e Cm-242 durante a queima do combustível para os modelos.

A Figura 6.14 exibe os gráficos para radiotoxicidade por inalação e ingestão. De acordo com o gráfico e os dados da Tabela 6.2, os sistemas exibem ao final da queima valores iguais para a radiotoxicidade por inalação e valores muito próximas para a radiotoxicidade por ingestão, limitando-se a uma diferença percentual máxima de 2,25%. Os nuclídeos Pu-238 e Pa-231 são os mais radiotóxicos, com emissão de partículas α e meias-vidas longas.

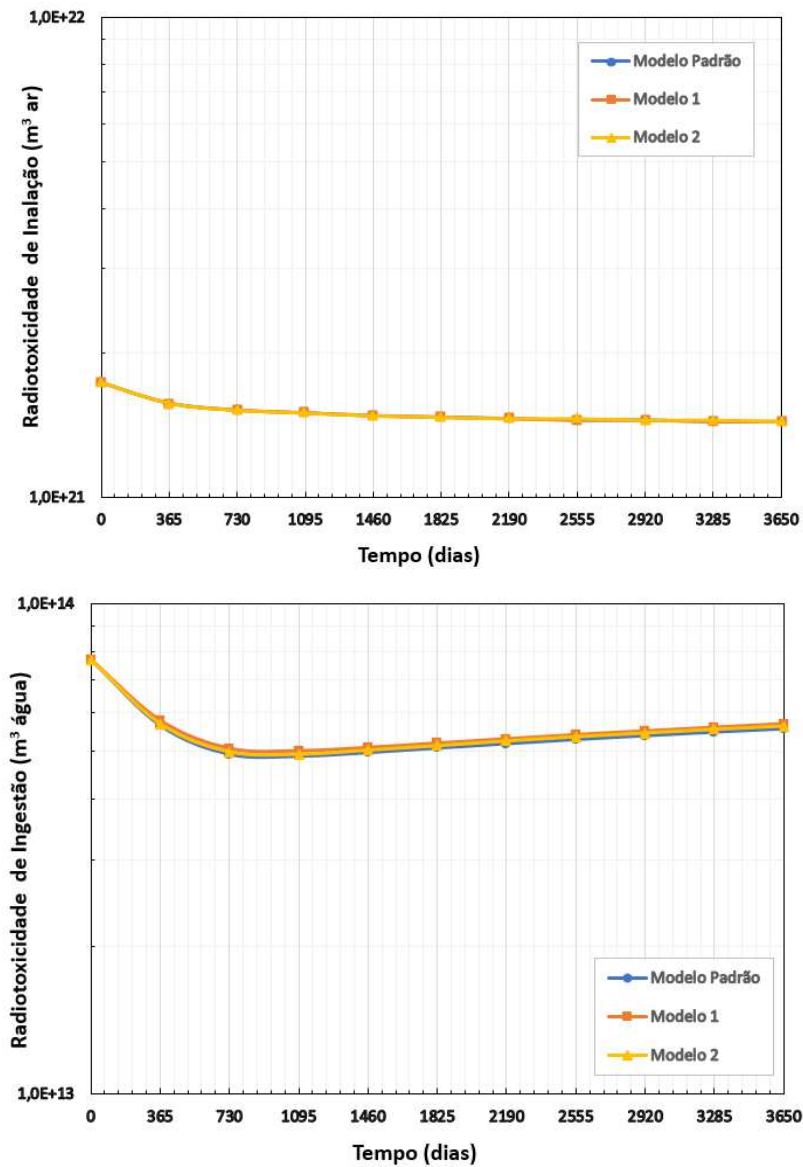


Figura 6.14. Evolução temporal para as radiotoxicidades de inalação (direita) e ingestão (esquerda) nos combustíveis dos sistemas.

Em geral, são os modelos com componente Divisor que apresentam resultados menos satisfatórios com relação menor atividade e radiotoxicidade dos rejeitos finais, devido à maior produção dos produtos de fissão. Entretanto, analisando com o foco na transmutação dos TRU, estes mesmos modelos exibem, ao final, maior consumo para alguns actínídeos que geralmente apresentam meia-vida longa e maior conversão de material fissil.

7. CONCLUSÃO FINAL

Sistemas Híbridos Fusão-Fissão baseados no Tokamak são importantes objetos de estudo devido à sua capacidade de transmutação de transurânicos e produtos de fissão de longa vida, além de ser uma promissora alternativa para a geração de energia.

Com a inserção do componente Divisor nos modelos 1 e 2 para os SHFF, a população de nêutrons na CT sofre um aumento de no mínimo 50% com relação ao modelo padrão do SHFF para o início da queima e, em MOC e EOC, estas porcentagens diminuem para cerca de 30% e 20%, respectivamente. Apesar destes nêutrons serem em boa parte constituídos por nêutrons de energia intermediária, a probabilidade de se gerar fissões nos actínídeos é consideravelmente maior devido ao aumento da população de nêutrons em toda a faixa de energia, mas especialmente para os nêutrons rápidos nestes modelos. Portanto, o componente Divisor propicia um maior espalhamento dos nêutrons na região inferior da Câmara de Plasma que, em consequência, favorece um aumento do fluxo de nêutrons na primeira superfície da CT, seja por nêutrons espalhados pelo componente Divisor e que não são absorvidos pelas camadas internas a CT, ou por nêutrons produzidos pelas reações $(n,2n)$ (por exemplo pelo Be), e então, um aumento do fluxo no volume da CT.

Verifica-se que para o modelo padrão, maior quantidade de nêutrons são gerados na CT, em especial por reações de fissão, em comparação aos modelos 1 e 2. Entretanto, devido ao menor valor de k_{eff} apresentado ao longo de toda a queima do combustível neste modelo, há maior perda de nêutrons por seu sistema. O modelo padrão também apresenta maior valor para as seções de choque microscópicas de fissão dos actínídeos e probabilidade de fissão por nêutron absorvido, seguido pelos modelos 1 e 2. Para as seções de choque microscópicas de captura radiativa, é o modelo 2 quem apresenta os maiores valores, tanto para todo o material combustível quanto para os actínídeos, seguido então pelo modelo padrão e modelo 1. Estes valores para as seções de choque microscópicas e probabilidade de fissão por nêutron absorvido nos modelos, exibem variação de no máximo até a segunda casa decimal e, portanto, essas pequenas diferenças são suficientes para aumentar a taxa de produção de nêutrons no modelo padrão.

Portanto, os modelos com componente Divisor induzem mais reações de fissão nos núclídeos presentes nos combustíveis, apesar do espectro menos endurecido comparado ao

modelo padrão e isto ocorre, devido tanto à maior população de nêutrons disponível no volume da camada transmutadora destes modelos, quanto à maior fuga de nêutrons no modelo padrão. Porém, são os modelos com componente Divisor que apresentam resultados menos satisfatórios com relação menor atividade e radiotoxicidade dos rejeitos finais, devido à maior produção dos produtos de fissão. Entretanto, analisando com o foco na transmutação dos TRU, estes mesmos modelos exibem, ao final, maior consumo para alguns actínídeos, que geralmente apresentam meia-vida longa e maior conversão de material físsil.

Este estudo mostra-se relevante devido à proposta de melhoria do Sistema Híbrido Fusão-Fissão baseado no Tokamak, já que a inserção do componente Divisor exibiu ter impacto direto no comportamento do fluxo de nêutrons e, conseqüentemente, na transmutação dos núclídeos transurânicos. Estudos posteriores são necessários a fim de verificar a escolha de novos materiais para compor os Componentes de Interface com o Plasma do Divisor, além de prosseguir com pesquisas para o melhoramento do sistema de fusão.

REFERÊNCIAS

- [1] Martínez, A.H., “Transmutation of Nuclear Waste in Accelerator-Driven Systems”, Master’s Thesis, (2004), 246 pages, University of Cambridge-Brasil,
- [2] Marques, R.V.A., “Sistema Híbrido Fusão-Fissão: Avaliação Neutrônica de Refrigerantes e da Camada Produtora De Trítio”, Master’s Thesis, (2019), 136 pages, UFMG-Brasil, http://www.bibliotecadigital.ufmg.br/dspace/bitstream/handle/1843/RAOA-BCWJQ6/disserta__o_renato_final.pdf?sequence=1 [acessado em Junho, 2020].
- [3] Marques, R.V.A. *et al* (2020), “Tritium Breeder Layer Evaluation of Fusion-Fission Hybrid System”, *Fusion Science and Technology*, Vol. 76, pp. 145-152.
- [4] Final Report of the Committee on a Strategic Plan for U.S. Burning Plasma Research, Chapter 4, p. 89-133, Disponível em <https://www.nap.edu/read/25331/chapter/6#120> [acessado em Março, 2021].
- [5] Smith, C.L., Cowley, S. (2010), “The path to fusion power”. *Phil. Trans. R. Soc. A*, 368, pp.1091-1108.
- [6] IAEA, (2001), ITER Final Design Report. ITER Documentation Series No 22, p.88.
- [7] ITER Organization - What is Tokamak (2020), disponível em <https://www.iter.org/mach/Tokamak> [acessado em Junho, 2020].
- [8] International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) - Final Design Report (2001), retrieved from <http://www.naka.jaea.go.jp/ITER/FDR/>. [acessado em Março, 2021].
- [9] Stacey, W. M. (2007), *Nuclear Reactor Physics* (2 ed.). Alemanha: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co.KGaA.
- [10] Velasquez, C.E. *et al* (2012), “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.
- [11] Stacey, W. M. (2005), “Fusion Plasma Physics”, *Physics Textbook*, Wiley-VCH.
- [12] IAEA, (2004). *Implications of Partitioning and Transmutation in Radioactive Waste Management*. Technical Reports Series 435, 126.
- [13] Velasquez, C.E. *et al* (2016), “Fusion–Fission Hybrid Systems for Transmutation”, *Journal of Fusion Energy*, Volume 35 – Number 1, pg 1-134 (2016).

- [14] Velasquez, C.E. *et al* (2015), “Layer thickness evaluation for transuranic transmutation in a fusion– fission system.”, Nucl. Eng. Des. 286, 94–103.
- [15] Velasquez, C.E. *et al* (2015), “Modelling effects on axial neutron flux in Tokamak device”, Prog. Nucl. Energy 78, 388–395.
- [16] Velasquez, C.E., Avaliação Neutrônica Da Inserção De Uma Camada Transmutadora Em Um Sistema Tokamak, Master’s Thesis, (2013), 133 pages, Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil, disponível em http://www.bibliotecadigital.ufmg.br/dspace/bitstream/handle/1843/BUOS-978JZ3/disserta__o_carlos.pdf?sequence=1 [acessado em Junho, 2020].
- [17] Hirai, T. *et al* (2013), “ITER tungsten divertor design development and qualification program”, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, pp 1798-1801.
- [18] Villari, R. *et al* (2013), “Nuclear analysis of the ITER full-tungsten divertor”, Fusion Engineering and Design, Vol. 88, pp. 2006-2010 (2013).
- [19] Martin, A. *et al* (2009), “ITER Divertor System Integration”, Fusion Science and Technology, 56:1, 65-69, DOI: 10.13182/FST09-A8877
- [20] Hirai, T. *et al* (2010), “Design and Integration of ITER Divertor Components”, Advances in Science and Technology”, Vol. 73, pp 1-10.
- [21] Hirai, T. *et al* (2016), “Use of tungsten material for the ITER divertor”, Nuclear Materials and Energy, 9, pp. 616–622
- [22] Linsmeier, Ch. *et al* (2017), “Development of advanced high heat flux and plasma-facing materials”, Nucl. Fusion, 57, 60pp, <https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa6f71>
- [23] Wu, Y., F.D.S. Team (2009), “CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation”, Fusion Eng. Des. 84, 1987–1992.
- [24] Cota, S., Pereira, C. (1997), “Neutronic evaluation of the non-proliferating reprocessed nuclear fuels in pressurized water reactors”, Annals of Nuclear Energy, Vol.24, nº10, pp. 829-834.
- [25] Stacey, W. M. *et al* (2002), “A Fusion Transmutation of Waste Reactor”, Fusion Science and Technology, Vol. 41.
- [26] Lagus, T.P. (2005), “Reprocessing of Spent Nuclear Fuel: A Policy Analysis”, Washington Internships for Students of Engineering (WISE), 2005 WISE Intern University of Minnesota.

- [27] 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).
- [28] Robinson, A., El Guebaly, L., Henderson, D. (2010), "W-Based Alloys For Advanced Divertor Designs: Detailed Activation And Radiation Damage Analysis", Fusion Technology Institute, University Of Wisconsin, Madison.
- [29] Lackner, K. (2001), EFDA-Garching, "ITER and the Fusion Reactor: Status and Challenge to Technology", European Fusion Development Agreement – 15^a Plansee Seminar, Vol.4.
- [30] Ingersoll, D.T. (2008), Core Physics Characteristics and Issues for The Advanced High-Temperature Reactor (AHTR), Ingersoll, Parma, Forsberg, and Renier, ORNL and Sandia National Laboratory, disponível em <https://www.oecd-nea.org/science/meetings/ARWIF2004/26.pdf> [acessado em Setembro, 2020].
- [31] Judd, A.M. (2014), AN INTRODUCTION TO THE ENGINEERING OF FAST NUCLEAR REACTORS, Cambridge University Press, University of Cambridge, USA.
- [32] Duderstadt, J. J., Hamilton, I. J., (1976), NUCLEAR REACTOR ANALYSIS, John Wiley & Sons Inc, The University of Michigan, USA.
- [33] Aneheim, E.H.K. (2012), "Development of a Solvent Extraction Process for Group Actinide Recovery from Used Nuclear Fuel", Department of Chemical and Biological Engineering, CHALMERS UNIVERSITY OF TECHNOLOGY, Gothenburg, Sweden.
- [34] Miguiditchian, M. *et al* (2008), "Development of the GANEX Process for the Reprocessing of Gen IV Spent Nuclear Fuels", ATALANTE Conference 2008, Montpellier (France).
- [35] Ezato, K. *et al* (2015), "Progress of ITER full tungsten divertor technology qualification in Japan: Manufacturing full-scale plasma-facing unit prototypes", Fusion Eng. Des., <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2015.12.049>
- [36] Carpentier-Chouchana, S. *et al* (2014), "Status of the ITER full-tungsten divertor shaping and heat load distribution analysis", Phys. Scr. T159, 7pp.
- [37] Velasquez, C.E., Transmutação de Rejeitos Radioativos em Sistemas Híbridos de Fusão-Fissão, Doctoral's Thesis, (2015), 102 pages, Universidade Federal de Minas Gerais, Brasil, disponível em <https://repositorio.ufmg.br/bitstream/1843/BUBD-A3CJAT/1/tesecarlos.pdf> [acessado em Junho, 2020].