



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
ESCOLA DE ENGENHARIA

TRANSMUTAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS EM SISTEMAS HÍBRIDOS DE FUSÃO-FISSÃO

CARLOS EDUARDO VELASQUEZ CABRERA

BELO HORIZONTE 2015



ESCOLA DE ENGENHARIA

TRANSMUTAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS EM SISTEMAS HÍBRIDOS DE FUSÃO-FISSÃO

CARLOS EDUARDO VELASQUEZ CABRERA

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

Área de concentração: Engenharia Nuclear e da Energia.

Orientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso
Co-Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima

V434t

Velasquez Cabrera, Carlos Eduardo.

Transmutação de rejeitos radioativos em sistemas híbridos de fusão-fissão[manuscrito] / Carlos Eduardo Velasquez Cabrera. – 2015.
87 f., enc.: il.

Orientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso.

Coorientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima.

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

Anexos: f.85-87.

Bibliografia: f.82-84.

1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Fusão nuclear - Teses. 3. Tokamaks - Teses. I. Veloso, Maria Auxiliadora Fortini . II. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(043)

Este trabalho é dedicado
aos meus pais pelo apoio incondicional

AGRADECIMENTOS

Meus sinceros agradecimentos às pessoas e instituições que contribuíram para a realização deste trabalho:

Ao meu pai e à minha mãe, sem eles este trabalho não poderia ter sido realizado.

À Professora Dra. Cláudia Pereira pela confiança, ajuda, apoio e motivação durante todos estes anos na pós-graduação, que serviu de inspiração e exemplo.

À Professora Dra. Maria A. Fortini Veloso, pela confiança e apoio nas atividades desenvolvidas durante a pós-graduação.

À Professora Dra. Antonella Lombardi, pelo apoio durante a minha estadia no DEN.

Aos meus colegas e amigos do DEN que estiveram comigo ao longo destes anos: Jean, Rochk, Victor Faria, Maritza, Javier, Graiciany e Fabiano.

Aos meus amigos e amigas que estiveram comigo durante estes anos: Renato, Anilton, Welisson, Riano, Israel, Daniel, Rafaela e Cindy.

À professora Dra. Mariella Berrocal Tito, que sempre me apoiou e motivou a continuar meus estudos.

Aos meus colegas e funcionários do Departamento de Energia Nuclear;

Aos professores, Dr. Raul Carita, Dr. Walter Flores e Mg. Máximo Poma.

Às minhas irmãs pelo carinho e apoio.

À CNEN, ao CNPq, à CAPES e à FAPEMIG, pelo financiamento da bolsa e dos projetos de interesse deste trabalho.

“O caminho é o de menos, se você sabe onde quer chegar”

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO.....	1
2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....	4
2.1. CONFINAMENTO MAGNÉTICO	7
2.2. CONFINAMENTO INERCIAL	8
2.3. REJEITOS NUCLEARES	13
2.4. RECICLAGEM.....	15
2.5. REPROCESSAMENTO.....	15
2.6. TRANSMUTAÇÃO DE REJEITOS TRANSURÂNICOS	16
3. METODOLOGIA	18
3.1. CÓDIGO MCNP	18
3.2. ORIGEN2.1	19
3.2.1. <i>Produtos de Ativação</i>	19
3.2.2. <i>Actinídeos</i>	19
3.2.3. <i>Produtos de Fissão</i>	19
3.3. MONTEBURNS	20
3.4. MODELAGENS DOS SISTEMAS HÍBRIDOS FUSÃO-FISSÃO.....	23
3.5. METODOLOGIA GERAL	24
3.6. METODOLOGIA PARA O CÁLCULO DE QUEIMA.....	25
3.6.1. <i>Sistema híbrido baseado no Tokamak</i>	25
3.6.2. <i>Sistema híbrido baseado em confinamento inercial</i>	30
3.7. MATERIAIS DOS SISTEMAS DE FUSÃO.....	36
3.8. COMBUSTÍVEIS	38
3.8.1. <i>Reprocessamento UREX+</i>	38
4. RESULTADOS	40
4.1. SISTEMA TOKAMAK	40
4.1.1. <i>Variação da espessura da camada transmutadora mantendo constante o raio das barras de combustíveis</i>	40
4.1.2. <i>Variação da razão volume do refrigerante e combustível (V_r/V_c)</i>	53
4.2. SISTEMA DE CONFINAMENTO INERCIAL	67
4.2.1. <i>Combustível reprocessado diluído em urânio empobrecido</i>	67
4.2.2. <i>Combustível reprocessado diluído em tório</i>	72
4.2.3. <i>Avaliação da massa reduzida e produzida</i>	76
4.3. COMPARAÇÃO DA EFICIÊNCIA DE TRANSMUTAÇÃO DOS SISTEMAS TOKAMAK E SISTEMA DE CONFINAMENTO INERCIAL	78
4.4. MODELO FINAL	79
5. CONCLUSÕES.....	81
6. REFERÊNCIAS.....	82
APÊNDICE I.....	85

Lista de Figuras

Figura 1 - Taxa de reações de fusão (σv) para diferentes combustíveis.	5
Figura 2 - Principais reações de fusão.	6
Figura 3 - Projeto de um Tokamak	8
Figura 4 - Conceito de confinamento inercial.....	10
Figura 5 - Confinamento inercial por processo indireto	12
Figura 6 - Probabilidade de fissão para os diferentes transurânicos ($\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_\gamma)$)	17
Figura 7 - Interação do MonteBurns com o MCNP e ORIGEN.....	21
Figura 8 - Projeto do Tokamak sem camada transmutadora.....	25
Figura 9 - Proposta do sistema híbrido baseado no Tokamak.	27
Figura 10 - Vista superior da camada transmutadora.....	27
Figura 11 - Desenho do sistema híbrido baseado em confinamento inercial.....	31
Figura 12 - Projeto da camada transmutadora do sistema inercial.....	32
Figura 13 - Fator de multiplicação da fonte usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em urânio empobrecido.....	41
Figura 14 - Fluxo ao longo da queima para a variação das espessuras do Tokamak para o combustível diluído em urânio empobrecido e diferentes faixas de energia: a) $E < 10$ keV; b) 100 eV $< E < 100$ keV; c) 100 keV $< E < 1$ MeV; d) 1 MeV $< E < 20$ MeV	42
Figura 15 - Fluência para o Tokamak na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para a variação das espessuras para o combustível diluído em urânio empobrecido para as diferentes espessuras da camada transmutadora: a) 10 cm, b) 15 cm e c) 20 cm	43
Figura 16 – Variação da massa em toneladas para a variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em urânio empobrecido.	44
Figura 17 – Variação da massa em quilogramas para diferentes espessuras para o combustível diluído em urânio empobrecido.....	45
Figura 18 - Produtos de fissão para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em urânio empobrecido.....	45
Figura 19 - Fator de multiplicação da fonte usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível diluído em tório.	46
Figura 20 - Fluxo para a camada transmutadora do Tokamak ao longo da queima para a variação das espessuras para o combustível diluído em tório para as diferentes faixas de energia: a) $E < 10$ keV, b) 100 eV $<E < 100$ keV, c) 100 keV $<E < 1$ MeV e d) 1 MeV $<E < 20$ MeV	47
Figura 21 – Fluência no Tokamak para a primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para a variação das espessuras para o combustível diluído em tório para as diferentes espessuras da camada transmutadora: a) 15 cm, b) 20 cm e c) 25 cm.....	48
Figura 22 - Variação da massa em toneladas para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em tório.....	48
Figura 23 – Variação da massa em quilogramas para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em tório.....	49
Figura 24 - Produtos de fissão para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível com diluição em tório.....	50
Figura 25 - Fator de multiplicação da fonte na camada transmutadora do Tokamak para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em urânio empobrecido.....	53
Figura 26 – Fluxo na camada transmutadora do Tokamak ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c para o combustível diluído em urânio empobrecido para as faixas de energia: a) $E < 10$ keV; b) 100 eV $<E < 100$ keV; c) 100 keV $<E < 1$ MeV; d) 1 MeV $<E < 20$ MeV	55

Figura 27 - Fluência na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para as diferentes razões V_r/V_c para o combustível diluído em urânio empobrecido para as espessuras da camada transmutadora do Tokamak: a) 15 cm, b) 20 cm, c) 25 cm, d) 30 cm, e) 35 cm e f) 40 cm	56
Figura 28 – Variação da massa em toneladas para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em urânio empobrecido.....	57
Figura 29 – Variação da massa e produzida em quilogramas para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em urânio empobrecido.....	57
Figura 30 - Fator de multiplicação da fonte para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.	58
Figura 31 - Fluxo ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição tório para as faixas de energia: a) $E < 10$ keV, b) $100\text{eV} < E < 100\text{keV}$, c) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$, d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$	59
Figura 32 - Fluência na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora no Tokamak para o combustível diluído em tório para as espessuras da camada transmutadora: a) 20 cm, b) 25 cm, c) 30 cm, d) 35 cm e e) 40 cm.....	60
Figura 33 – Variação de massa em toneladas as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.....	61
Figura 34 – Variação de massa em quilogramas para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.	61
Figura 35 - Fator de multiplicação da fonte externa para o combustível com diluição em urânio empobrecido.....	68
Figura 36 - Fluxo ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do SCI para o combustível com diluição urânio empobrecido para as faixas de energia: a) $E < 100\text{eV}$, b) $100\text{eV} < E < 100\text{keV}$, c) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$ e d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$	69
Figura 37 - Fluência na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT), na metade da camada transmutadora (MCT) e depois da camada transmutadora (DCT) para o combustível diluído em urânio empobrecido para as diferentes razões de V_r/V_c : a) $V_r > V_c$, b) $V_r \approx V_c$ e c) $V_r < V_c$	70
Figura 38 – Variação de massa dos actínídeos em toneladas para o combustível com diluição em urânio empobrecido.	71
Figura 39 – Variação de massa dos actínídeos em quilogramas para o combustível com diluição em urânio empobrecido.	71
Figura 40 - Fator de multiplicação da fonte para as diferentes razões de V_r/V_c	72
Figura 41 - Fluxo ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do SCI para o combustível com diluição tório para as faixas de energia: a) $E < 100\text{eV}$, b) $100\text{eV} < E < 100\text{keV}$, c) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$ e d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$	73
Figura 42 – Fluência no SCI na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT), na metade da camada transmutadora (MCT) e depois da camada transmutadora (DCT) para o combustível diluído em tório para as diferentes razões de V_r/V_c : a) $V_r > V_c$, b) $V_r \approx V_c$ e c) $V_r < V_c$	74
Figura 43 – Variação de massa dos actínídeos em toneladas para o combustível com diluição em tório.	75
Figura 44 – Variação de massa dos actínídeos em quilogramas para o combustível com diluição em tório.....	75
Figura 45 - Fator de multiplicação da fonte para 20 anos de queima	80

Lista de Tabelas

Tabela 1 - Possíveis reações de fusão	6
Tabela 2. Componentes do sistema Tokamak com camada transmutadora	28
Tabela 3. Espessuras da camada transmutadora para cada diluição de combustível	29
Tabela 4. Variação das barras do combustível e da espessura.	30
Tabela 5. Geometria e material do sistema híbrido proposto baseado em confinamento inercial	33
Tabela 6. Variação $V_r > V_c$ para o sistema de confinamento inercial	34
Tabela 7. $V_r \approx V_c$ para o sistema de confinamento inercial	35
Tabela 8. Variação $V_r < V_c$ para o sistema de confinamento inercial	36
Tabela 9. Composição do combustível após reprocessamento com diluição em urânio empobrecido com 20% de material físsil.....	39
Tabela 10. Composição do combustível após reprocessamento com diluição em tório com 20% de material físsil.....	39
Tabela 11 - Valor inicial e final do k_{src} usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em urânio empobrecido	41
Tabela 12 - Erro relativo do k_{src} variando as espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em urânio empobrecido durante a queima do combustível	41
Tabela 13 - Valor inicial e final do k_{src} usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em tório.....	46
Tabela 14 - Erro relativo do k_{src} variando as espessuras e mantendo o raio constante na camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em tório durante a queima.....	47
Tabela 15. Porcentagem de redução ou produção de actínídeos variando as espessuras e mantendo o raio constante do Tokamak.	50
Tabela 16. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido (10 cm) e tório (15cm)	51
Tabela 17. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido (15 cm) e tório (20 cm)	52
Tabela 18. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido (20 cm) e tório (25 cm)	52
Tabela 19 - Valor inicial e final do k_{src} para as diferentes razões de V_r/V_c com diluição em urânio empobrecido.....	54
Tabela 20 - Erro relativo do k_{src} para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do sistema Tokamak para o combustível com diluição em urânio empobrecido durante a queima	54
Tabela 21 - Valor inicial e final do k_{src} para as diferentes razões de V_r/V_c com diluição em tório.....	58
Tabela 22 - Erro relativo do k_{src} para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em tório	59
Tabela 23. Porcentagem de redução e produção de actínídeos variando as espessuras e os raios das barras.....	62
Tabela 24. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido para a espessura de 15 cm	62
Tabela 25. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 20 cm	63
Tabela 26. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 25 cm	64
Tabela 27. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 30 cm	65

Tabela 28. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 35 cm	66
Tabela 29. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 40 cm	67
Tabela 30 - Valores do k_{src} no início e no final da queima para as diferentes razões de V_f/V_c para o combustível diluído em urânio empobrecido.....	68
Tabela 31 - Erro relativo do k_{src} para o SCI para o combustível com diluição em urânio empobrecido durante a queima.....	68
Tabela 32 - Valores do k_{src} no início e no final da queima para as diferentes razões de V_f/V_c para o combustível diluído em tório	73
Tabela 33 - Erro relativo do k_{src} para o SCI para o combustível com diluição em tório durante a queima.....	73
Tabela 34. Tabela de eficiência de redução e produção dos actínídeos.....	76
Tabela 35. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para $V_f > V_c$	76
Tabela 36. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para $V_f \approx V_c$	77
Tabela 37. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para $V_f < V_c$	77
Tabela 38. Comparação da eficiência de massa reduzida para os dois sistemas de fusão	79
Tabela 39. Porcentagem de Variação de massa para 20 anos de queima.....	80

Lista de Abreviaturas e Siglas

ADS – Accelerator Driven System
AIEA - Agencia Internacional de Energia Atômica
AM – Actinídeos Menores
ACT – Antes da Camada Transmutadora
CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear
DCT – Depois da Camada Transmutadora
EAST- Experimental Advanced Superconducting Tokamak
IAEA – International Atomic Energy Agency
ITER – International Termonuclear Experimental Reactor
KSTAR – Korean Superconducting Tokamak Advanced Research
LWR – Light Water Reactors
MCNP – Monte Carlo N-Particle
MCT – Metade da Camada Transmutadora
MOX – Mixture Oxide
NIF – National Ignition Facility
ODS – Oxide dispersion-strengthened
ORIGEN – Oak Ridge Isotope GENERation
PP – Primeira Parede
ppm – part per million
RFP - *Reversed-Field-Pinch*
SCI – Sistema de Confinamento Inercial
SS 316 – Stainless Steel 316
Tokamak - Toroidalnaya Kamera Magnitnaya
TRISO - TRIstructural-ISOtropic
TRU – Transurânicos
ton - Tonelada
UREX – URanium Extraction

Lista de Símbolos

V_r/V_c – Razão volume de refrigerante e combustível

k_{eff} – fator de multiplicação efetivo

k_{src} – fator de multiplicação da fonte

eV- Electron Volt

(n,γ) – reação de captura radiativa

(n,f) – reação de fissão

Resumo

Uma proposta de reciclagem e transmutação de rejeitos altamente radioativos em reatores híbridos fusão-fissão é apresentada. Dois sistemas de fusão foram avaliados. Um Tokamak, baseado em confinamento magnético, e outro baseado em confinamento inercial. Estes sistemas foram modificados e projetados para inserir uma camada transmutadora, composta de transurânicos provenientes de combustíveis queimados em usinas nucleares. A proposta da camada transmutadora é a primeira apresentada na literatura para ser usada com combustível reprocessado pelo método UREX+ e posteriormente diluído em tório ou urânio empobrecido para reduzir a quantidade de material físsil, de forma a manter o sistema subcrítico. As avaliações foram realizadas variando parâmetros geométricos tais como a espessura da camada transmutadora e o raio da barra dependendo do caso para obter a maior eficiência para reduzir os transurânicos contidos no combustível.

Os resultados mostram a possibilidade de redução dos transurânicos para cada modelo e sua eficiência de transmutação em relação à quantidade inicial de combustível reciclado para cada reator de fusão. Além disso, uma comparação de ambos sistemas híbridos de fusão-fissão é realizada, com o objetivo de encontrar o melhor sistema transmutador dentre eles.

Abstract

A fission-fusion hybrid reactor is proposed for recycling and transmutation of highly radioactive waste. Two fusion systems were evaluated. A Tokamak, based on magnetic confinement, and another based on inertial confinement. These systems have been modified and designed to place a transmutation layer loaded with transuranic elements from spent fuel of nuclear power plants. The transmutation layer is the first presented in specific literature to be used with fuel reprocessed by the method UREX + and further spiked with depleted uranium or thorium to reduce the amount of fissile material in order to keep a subcritical system. The evaluations were carried out by varying geometric parameters such as the thickness of transmutation layer and the radius of the fuel rod. Depending on the case this variations increase the efficiency to reduce the transuranic contained in the fuel.

The results show the possibility of reducing the transuranic for each model and transmutation efficiency compared to the initial amount of recycled fuel for each fusion reactor. Furthermore, a comparison of both hybrid fusion-fission systems is performed in order to find the best system to reduce transuranics efficiently.

1. INTRODUÇÃO

Os reatores a água leve (LWR) são os mais usados mundialmente para produção de energia elétrica. O combustível básico usado nestes reatores é urânio (^{235}U e ^{238}U), com enriquecimento de 2 a 5%. Durante a permanência destes combustíveis no núcleo do reator são gerados produtos de fissão provenientes dos isótopos ^{235}U e ^{238}U , além de núclídeos produzidos pela reação de captura radioativa. Todo este material gerado durante a queima do combustível apresenta alta radiotoxicidade tanto por inalação quanto por ingestão. Além disso, este material ainda apresenta uma grande quantidade de núclídeos físséis, e se adequadamente reprocessado, podem ser reciclados e usados tanto para geração de energia como para transmutação com objetivo de diminuição da radiotoxicidade do rejeito final.

Os rejeitos radioativos de alto nível são compostos em sua maioria por produtos de fissão (^{99}Tc , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{93}Zr e outros), plutônio e actínídeos menores (Np, Am, Cm) (Yapıcı & et al., 2006). O plutônio e os actínídeos menores (AMs) constituem uma fonte significativa de radiação com duração de centenas de milhares de anos. A principal solução adotada em alguns países é colocar o combustível queimado em um depósito final. Entretanto, considerando a quantidade de material físsil neste rejeito, uma opção é o reprocessamento para recuperação e reutilização como combustível e finalmente, o que sobrar deste reprocessamento e reciclagem, iria para disposição final. Reprocessamento e reciclagem com a inserção de combustíveis tipo MOX (Pu-U) O_2 já são realizados em reatores do tipo LWR (*Ligth Water Reactor*) na França, e Japão (de Paula Barros G. , 2014). Outros tipos de combustíveis reprocessados já estão sendo considerados em projetos de reatores de IV geração.

Uma solução alternativa é usar nêutrons com altas energias em sistemas subcríticos para aumentar a probabilidade de fissão dos transurânicos (TRU). Neste cenário, dois sistemas híbridos estão sendo investigados: ADS (*Accelerator Driven System*) e um sistema híbrido de fusão-fissão. Estes sistemas que produzem nêutrons com um espectro mais endurecido (maior quantidade de nêutrons rápidos no espectro) podem ser adequadamente modificados para permitir uma maior eficiência na transmutação dos transurânicos. A principal vantagem destas tecnologias é que a principal fonte de nêutrons do sistema é proveniente de uma fonte externa (nêutrons produzidos nas

reações de fusão ou reações de spallation no caso do ADS). Tal fato ajuda no controle do sistema já que o mesmo está projetado para ser subcrítico, considerando a fonte externa e as reações em cadeia de fissão. Portanto, considera-se que na maioria dos casos, o sistema diminuiria sua criticalidade se a fonte externa fosse detida.

Neste trabalho pretende-se estudar um sistema híbrido baseado na fusão nuclear com plasmas D-T, que geram nêutrons com energias de 14.1 MeV. Foram escolhidos dois tipos de reatores de fusão: um Tokamak baseado em confinamento magnético e um baseado em confinamento inercial. Os sistemas foram escolhidos por serem os mais representativos em cada modalidade. Eles apresentam diferenças em suas geometrias, materiais e na forma da fonte de nêutrons gerada na fusão.

O objetivo principal deste trabalho é estudar a possibilidade de transmutação dos transurânicos provenientes do combustível queimado quando submetidos a um fluxo de nêutrons proveniente da fusão nos dois sistemas de fusão propostos. Com a finalidade fim de se conseguir uma transmutação mais efetiva para os dois sistemas, foram avaliadas diferentes relações do volume do refrigerante em relação ao volume do combustível e a influência da criticalidade nos sistemas. No caso do Tokamak isto foi realizado em um primeiro momento mantendo o raio das barras constantes e variando a espessura da camada transmutadora e em um segundo momento variando o raio das barras de combustível e as espessuras da camada transmutadora. No caso do sistema inercial foram variadas as espessuras homogêneas de refrigerante e combustível. Em seguida se avaliarão as condições geométricas que podem melhorar a eficiência de transmutação para cada sistema híbrido.

Inicialmente se comparará a transmutação dos dois sistemas de fusão (Tokamak e confinamento inercial). Esta avaliação será realizada usando combustível reprocessado pelo método UREX+ com diluição em tório e urânio empobrecido. Esta diluição permitirá reduzir a quantidade inicial de plutônio da matriz inicial contribuindo assim com a não-proliferação. Além disso, o combustível diluído em tório terá uma regeneração de combustível ao produzir ^{233}U que pode ou levar uma extensão da queima ou ser usado como combustível nuclear em reatores térmicos. Finalmente, se comparará a eficiência de transmutação de cada um dos sistemas e se definirá o melhor sistema para transmutação.

Este trabalho está organizado da seguinte forma: no Capítulo 2 é apresentada uma revisão bibliográfica sobre a fusão nuclear, uma breve descrição dos sistemas de confinamento magnético e inercial usados e sobre reciclagem e transmutação de rejeitos radioativos; no Capítulo 3 apresenta-se a metodologia usada, uma breve descrição dos códigos usados para modelar e simular os sistemas propostos, e uma breve descrição dos materiais usados nesta simulação; no Capítulo 4 são apresentados e discutidos os resultados obtidos nas simulações dos sistemas modelados; e finalmente, no Capítulo 5 são apresentadas as conclusões finais sobre o trabalho.

2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

A fusão nuclear é uma reação nuclear onde dois núcleos de átomos leves, por exemplo, núcleos de hidrogênio ^2H , denominado Deutério (D) e, ^3H denominado Trítio (T), se unem para formar outro núcleo pesado. Esta reação é acompanhada de uma grande liberação de energia. Para que a reação de fusão possa acontecer como resultado de choques aleatórios entre os núcleos, estes devem ter suficiente energia para superar a força repulsiva coulombiana entre eles e aproximarem-se o suficiente para que as forças nucleares fortes sejam predominantes na reação. Por essa razão, o combustível nuclear deve ser aquecido a temperaturas entre 10 keV a 100 keV, para as quais a matéria existente é uma coleção macroscopicamente neutra de íons e elétrons livres denominado plasma.

O plasma não pode ser mantido a temperaturas termonucleares se entrar em contato com as paredes da câmara de confinamento, porque o material erodido das paredes resfriará o plasma rapidamente. Afortunadamente, campos magnéticos podem ser usados para confinar o plasma dentro da câmara sem que ele entre em contato com a primeira parede. Uma partícula carregada em movimento dentro de um campo magnético experimentará uma força de Lorentz que é perpendicular tanto à direção da partícula em movimento como à direção do campo magnético. Esta força não afeta o componente da partícula em movimento na direção do campo magnético, mas provoca aceleração em ângulos retos com a direção das partículas no plano perpendicular à direção do campo magnético, produzindo um movimento circular nesse plano (Stacey W. M., 2010). Quando as cargas se movem, elas geram correntes elétricas com campos magnéticos e, como resultado, cada uma delas é afetada pelos campos das outras (o que torna o plasma um perfeito condutor de eletricidade, 40 vezes mais efetivo que o cobre).

A Figura 1 apresenta as taxas de reações de fusão (σv) de núcleos leves para plasmas termonucleares. Abaixo das temperaturas limites apresentados na Figura 1, as taxas de reações de fusão são desprezíveis. Como mostrado na Figura 1, a temperatura mais baixa para o início das reações de fusão é de aproximadamente 4 keV para plasmas D-T (Stacey W. M., 2005).

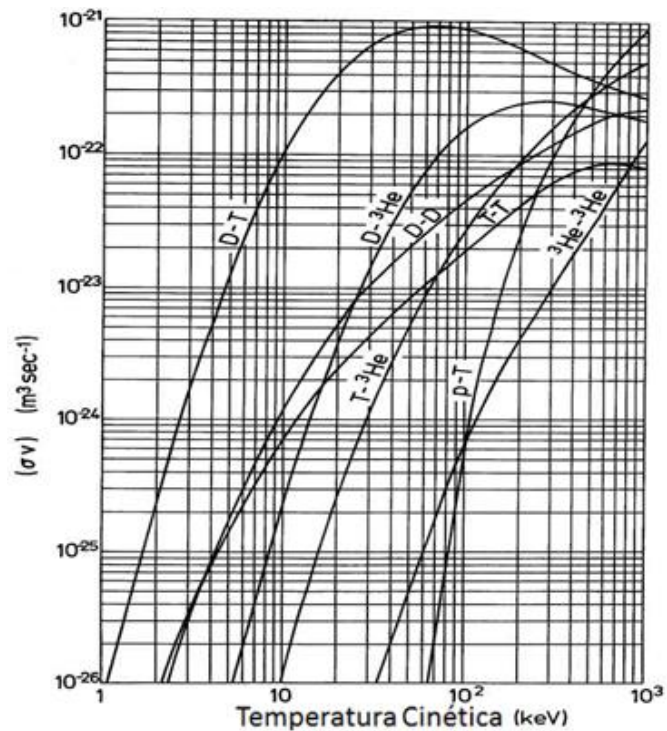


Figura 1 - Taxa de reações de fusão (σv) para diferentes combustíveis.

Fonte: http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic_and_nuclear_physics/4_7/4_7_4b.html

Nesse processo, é liberada uma quantidade de energia (valor Q) equivalente à diferença entre a energia de ligação do novo núcleo e a soma das energias dos núcleos iniciais. Alguns exemplos de possíveis reações de fusão e os respectivos valores Q são apresentados na Tabela 1.

A Figura 2 apresenta reações nucleares que podem ser classificadas como exotérmicas ($Q > 0$) e endotérmicas ($Q < 0$). As reações mais favoráveis são as exotérmicas como D-D, D-T e D- ^3He , mostradas na Figura 2. A reação de fusão T-T não é levada em consideração devido ao fato do trítio ser um elemento radioativo com meia vida de $T_{1/2} = 12.3$ anos. A curta meia vida do trítio faz com que sua quantidade na natureza seja pequena, sendo portanto, necessária sua produção artificialmente, o que aumenta o custo. Para reações tipo D-D, o maior problema é que as seções de choque de fusão são 100 vezes menor que para plasmas D-T. Por outro lado, o problema com o plasma D- ^3He é que a quantidade de ^3He no planeta é pequena.

Tabela 1 - Possíveis reações de fusão (Henriksson, 2003)

Reação			Q[MeV]	%
D + D	T + p		4.033	~50
	³ He + n		3.269	~50
	⁴ He + γ		23.8	~10 ⁻³
p + T	³ He + n		-0.764	100
D + T	⁴ He + n		17.59	~100
	⁵ He + γ		16.6	~7.10 ⁻³
T + T	⁴ He + 2n		11.3	100
D + ³ He	⁴ He + p		18.35	100
	⁵ Li + γ		16.5	~3.10 ⁻³
T + ³ He	⁴ He + n + p		12.1	59
	⁴ He + D		14.3	41
³ He + ³ He	⁴ He + 2p		12.860	100

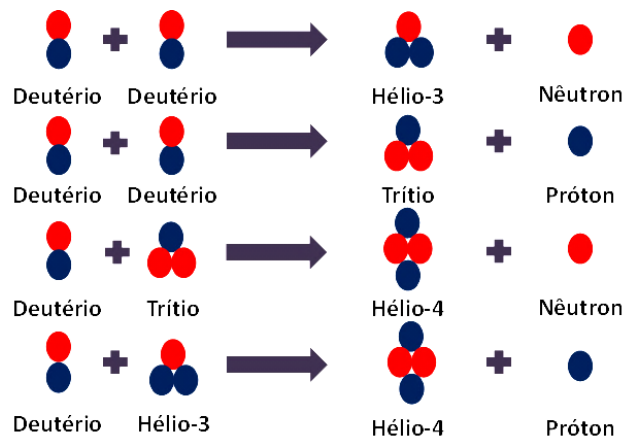


Figura 2 - Principais reações de fusão.

A reação de fusão mais promissora a ser utilizada como possível combustível é a reação D-T devido à alta seção de choque de fusão a baixas energias cinéticas e sua alta liberação de energia (Henriksson, 2003). Muitas reações de fusão nuclear como D-D ou D-T, produzem nêutrons monoenergéticos. Entretanto, quando o combustível é aquecido, a emissão de nêutrons muda. É por isso que a medição de nêutrons é útil e importante nas pesquisas de plasmas de fusão.

2.1. Confinamento Magnético

Dentre os sistemas por confinamento magnético podem-se encontrar atualmente: o Tokamak (Toroidalnaya Kamera Magnitnaya), o Tokamak esférico (*Spherical Tokamak*), o *Stellarator* e o de configuração de campo reverso (*reversed-field-pinch* ou *RFP*). Independente do sistema eles seguem um mesmo critério para alcançar a fusão nuclear que é o critério de Lawson. Este critério estabelece que se deve proporcionar uma temperatura de confinamento suficientemente alta, para permitir que as partículas superem a barreira de Coulombiana, e além disso, deve ser mantida por tempo e com uma densidade de íons suficientes, para poder obter um certo rendimento líquido de energia proveniente das reações de fusão (Nave Carl R., 2015). Dentre estes sistemas de confinamento magnético, o mais estudado, com maior investimento, e com melhor domínio tecnológico, é o Tokamak.

Os princípios do Tokamak foram propostos por I.E. Tamm e A.D.Sakharov em 1950 (Smirnov V. , 2010). O nome Tokamak vem das palavras russas câmara toroidal com campo magnético sendo, portanto, um sistema de confinamento de plasma toroidal, onde o plasma está confinado. Entretanto, este campo magnético não pode conter o plasma sozinho sendo necessário um campo magnético poloidal para obter a pressão do plasma equilibrada com as forças deste campo. Em um Tokamak este campo é produzido principalmente pela corrente do próprio plasma que flui na direção toroidal (Wesson, 2004). Os Tokamaks com a configuração mostrada na Figura 3 são os sistemas com mais sucesso na obtenção de condições para plasmas de fusão.

Atualmente o ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*) (ITER Organization, 2015) está baseado nesta tecnologia, sendo o reator de fusão com maior investimento financeiro e colaboração internacional no mundo.

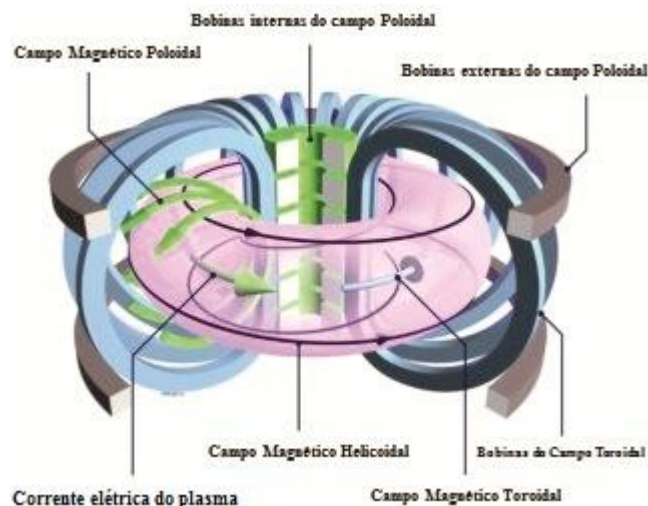


Figura 3 - Projeto de um Tokamak

Fonte: <http://www.alternative-energy-action-now.com/tokamak-fusion-reactor.html>

2.2. Confinamento Inercial

Em contraste ao confinamento magnético, no qual é confinado o plasma a baixas densidades (10^{14} até 10^{15} g.cm⁻³) por alguns segundos, o confinamento inercial segue um caminho diferente para alcançar o critério de Lawson, no qual, o tempo de confinamento é pequeno, mas a densidade de partículas é maior que 10^{25} g.cm⁻³. Nestas condições, uma pequena quantidade de material fusionável é comprimida a altas densidades e temperaturas aplicando fortes forças externas (Pfalzner, 2006).

Existem dois métodos para o confinamento inercial na fusão. O primeiro é o método direto na qual a luz do laser incide diretamente em uma cápsula esférica acrescentando energia aos átomos de uma substância conhecida como o meio. Na sua forma simples, a cápsula é uma bolha de deutério e trítio solidificada dentro de uma couraça. O alvo é suspenso por filamentos, em formato de teia de aranha, sujeitos a um dispositivo de posicionamento. Quando o laser irradia o alvo, este imediatamente começa a remover o material da superfície. Neste caso, o laser queima e passa através do plástico e removendo o hidrogênio pesado que forma a estrutura da couraça.

O material na parte de dentro é comprimido, e eventualmente colapsado consigo mesmo. A maioria parcela da energia cinética é convertida em energia térmica a altas temperaturas e densidades. Isto é conhecido como implosão, um rápido colapso do

interior do alvo. Neste ponto, as reações de fusão começam. Entretanto, aquecer o combustível D-T não é o único requisito para a ignição termonuclear do combustível. A cápsula laser se expande rapidamente após alcançar a compressão. A cápsula é mantida comprimida por menos de um bilionésimo de segundo antes de se expandir. Durante este tempo, reações de fusão suficientes devem acontecer para produzir energia útil. Tanto, a ignição do combustível quanto o número total de reações de fusão dependem da densidade de compressão do combustível. Densidades de várias centenas de gramas por centímetro cúbico são requeridas para ignição e queima uma significativa fração do combustível (Gresh, 2009).

Isto é feito usando cápsulas que consistem de uma armação esférica com gás de deutério e trítio. A armação consiste de um material com um alto número atômico Z tanto na parte interna quanto externa, e o gás de D-T forma a carga do combustível, que preenche a armação esférica.

Para alcançar as condições de alta temperatura e densidade requeridas para fusão, a cápsula precisa ser exposta a uma explosão de energia aplicada tão simetricamente quanto seja possível, como apresentada na Figura 4. A energia requerida para alcançar este processo é bastante alta. Para aquecer uma cápsula de 1 mm de diâmetro de combustível a temperaturas de 10 keV são necessários 10^5 J de energia, os quais precisam ser fornecidos por raios laser ou feixes de íons (Pfalzner, 2006).

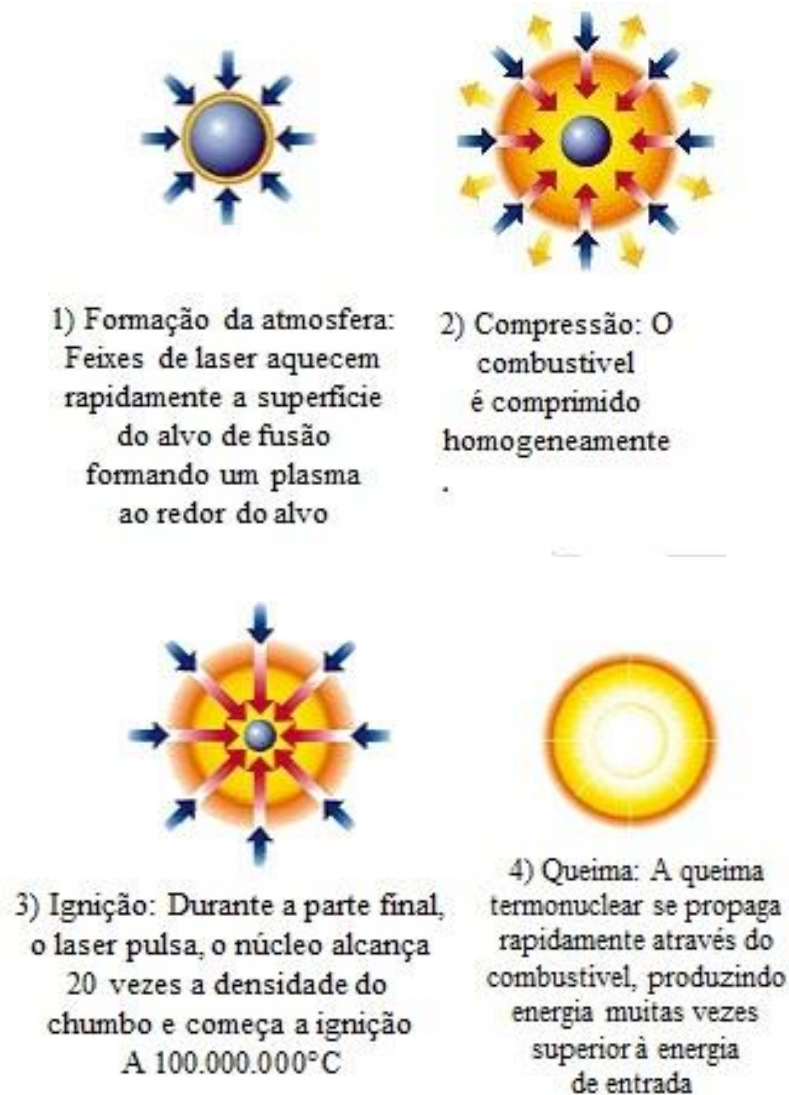


Figura 4 - Conceito de confinamento inercial

Fonte: <http://www.ga.com/ift-concept>

O segundo método é indireto, no qual um alvo esférico está contido no interior de um invólucro cilíndrico chamado *hohlraum*. O cilindro de ouro é internamente irradiado com raios laser. Quase toda a luz do laser é absorvida pelo ouro o qual emite raios-x com uma alta eficiência, como mostrado na Figura 5. O combustível contido na cápsula dentro do *hohlraum* é de um material geralmente com um baixo número atômico, berílio ou inclusive diamante (Gresh, 2009).

O *hohlraum* é um cilindro e dentro dele se encontra o alvo. Uma grande fração da energia é emitida em forma de raios-x, e alguns dos raios-x são depositados e

absorvidos no alvo de fusão. Portanto só uma fração da energia do laser é transmitida ao verdadeiro alvo (Gresh, 2009).

O processo indireto é parecido com o direto no aspecto de que ambos basicamente comprimem o combustível para altas densidades e temperaturas. Mas ao invés de jogar o laser diretamente no alvo como o processo de forma direta, o método indireto gera raios-x, que são usados no alvo. A vantagem do método indireto é que ele pode prover uma irradiação mais uniforme no alvo devido ao fato de os cilindros serem uniformemente preenchidos com raios-x. A desvantagem do método indireto é que ele é menos eficiente para gerar energia.

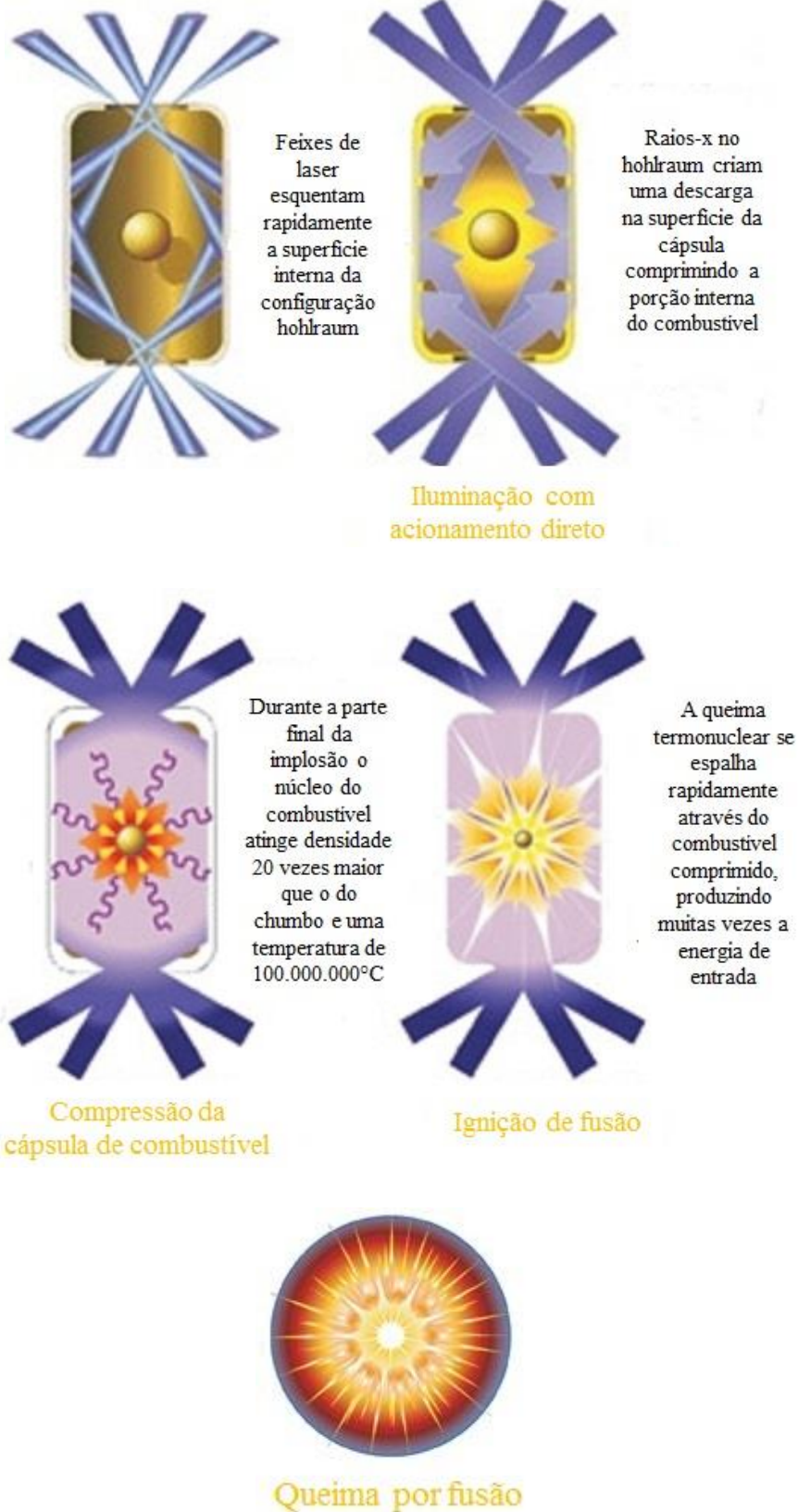


Figura 5 - Confinamento inercial por processo indireto

Fonte: <https://str.llnl.gov/str/June05/Aufderheide.html>

2.3. Rejeitos Nucleares

O rejeito nuclear é definido como o material que contem ou está contaminado com radionuclídeos em concentrações ou atividades maiores que os limites estabelecidos pelas autoridades de cada país. Quanto maior a concentração de radionuclídeos acima do limite estabelecido, maior é a ameaça que o rejeito representa. Esta ameaça do rejeito nuclear também depende da natureza do radionuclídeo e da concentração, cada radionuclídeo tem um diferente nível de perigo (Ojovan & Lee, 2005).

Várias classificações podem ser usadas para descrever os rejeitos nucleares. O sistema adotado pela AIEA (Agencia Internacional de Energia Atômica) combina o tipo de radiação emitida, a atividade do rejeito e a meia vida, de acordo com as seguintes categorias:

Rejeitos Isentos: estes são excluídos dos controles regulatórios devido a que o perigo radiológico é desprezível.

Rejeitos de baixo e intermediário nível: os níveis de radioatividade estão acima dos rejeitos isentos e a potência térmica está abaixo de $2 \text{ kW}\cdot\text{m}^{-3}$. A AIEA reconhece duas sub-categorias:

- Rejeito de vida curta: contém radionuclídeos de curta vida, com radionuclídeos de vida longa (incluindo emissores alfa de vida longa) com concentrações restritas a uma média de $400 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ por pacote de rejeito;
- Rejeito de vida longa: contem concentrações de radionuclídeos que tem vida longa e que excedem o limite para estar nos rejeitos de vida curta.

Rejeitos de alto nível: contem suficiente concentração de radionuclídeos para produzir calor de decaimento maior que $2 \text{ kW}\cdot\text{m}^{-3}$. Os níveis de atividades típicas estão na faixa de 5×10^4 a $5 \times 10^5 \text{ TBq}\cdot\text{m}^{-3}$ (Nuclear Energy Agency, 2010).

Apesar de que neste trabalho vamos colocar rejeito nuclear no Brasil ainda não é considerado combustível nuclear queimado, ainda não foi classificado como rejeito nuclear. Do mesmo modo a norma brasileira estabelecida pela CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) classifica os rejeitos segundo seus níveis e natureza de radiação, bem como sua meias-vidas, da seguinte forma (CNEN, 2014):

Classe 0 - Rejeitos Isentos (RI): rejeitos contendo radionuclídeos com valores de atividade ou de concentração de atividade, em massa ou volume, inferiores ou iguais aos respectivos níveis de dispensa estabelecidos nos Anexos II e VI da norma da CNEN NN 8.01

Classe 1 - Rejeitos de Meia-Vida Muito Curta: rejeitos com meia-vida inferior ou da ordem de 100 dias, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos respectivos níveis de dispensa;

Classe 2 - Rejeitos de Baixo e Médio Níveis de Radiação (RBMN): rejeitos com meia-vida superior a dos rejeitos da Classe 1, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos níveis de dispensa estabelecidos nos Anexos II e VI da norma da CNEN NN 8.01, bem como com potência térmica inferior a $2 \text{ kW}\cdot\text{m}^{-3}$;

Classe 2.1 - Meia-Vida Curta (RBMN-VC): rejeitos de baixo e médio níveis de radiação contendo emissores beta/gama, com meia-vida inferior ou da ordem de 30 anos e com concentração de radionuclídeos emissores alfa de meia-vida longa limitada em $3700 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ em volumes individuais e com um valor médio de $370 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ para o conjunto de volumes;

Classe 2.2 - Rejeitos Contendo Radionuclídeos Naturais (RBMN-RN): rejeitos de extração e exploração de petróleo, contendo radionuclídeos das séries do urânio e tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa estabelecidos no Anexo VI da norma da CNEN NN 8.01;

Classe 2.3 - Rejeitos contendo Radionuclídeos Naturais (RBMN-RN): rejeitos contendo matérias primas minerais, naturais ou industrializadas, com radionuclídeos das séries do urânio e do tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa estabelecidos no Anexo VI da norma da CNEN NN 8.01;

Classe 2.4. - Rejeitos de Meia-Vida Longa (RBMN-VL): rejeitos não enquadrados nos rejeitos contendo radionuclídeos naturais, com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedem as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta;

Classe 3 - Rejeitos de Alto Nível de Radiação (RAN): rejeitos com potência térmica superior a $2 \text{ kW}\cdot\text{m}^{-3}$ e com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedam as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta.

2.4. Reciclagem

Reciclagem significa recuperação e reprocessamento dos materiais queimados para uso em novos produtos. O rejeito reciclado pode ser reutilizado em outro combustível nuclear reduzindo as quantidades de combustível queimado que irão pra disposição final, assim como a redução de uma potencial contaminação no ar, água e terra pela extração do mineral e disposição final. No entanto, a reciclagem tem certas limitações quando se aplica aos materiais radioativos, devido à radiação inerente dos radionuclídeos que faz com que sua recuperação seja mais difícil. Os radionuclídeos com alta toxicidade recuperados, são dificilmente recicláveis em dispositivos ou compostos. Assim, a parte que contém material radioativo que não pode ser reciclado tem que ser colocada diretamente na disposição final (Ojovan & Lee, 2005).

2.5. Reprocessamento

O objetivo principal do desenvolvimento e sustentabilidade nuclear é melhorar a utilização dos recursos naturais e reduzir o volume e o rejeito de meia-vida longa usando particionamento e transmutação dos actinídeos menores enquanto o custo de energia seja economicamente viável (IAEA, 2006). Esforços internacionais foram lançados para desenvolver métodos de reprocessamento de combustível queimado com o propósito de recuperar materiais físséis (urânio e plutônio) presentes no combustível já queimado em reatores convencionais.

A reciclagem de urânio e plutônio reprocessados diminui o volume dos rejeitos de alta radiotoxicidade, assim como reduz a necessidade de mineração e enriquecimento. Este tipo de recuperação e/ou reprocessamento é usado em países como França, Índia, Japão, Inglaterra e Rússia, onde as usinas nucleares são uma fonte de energia importante. O que tem motivado e desenvolvido novas técnicas de

reprocessamento do combustível queimado. Dentre esses métodos se encontra o reprocessamento UREX+ (URanium EXtraction) utilizado neste trabalho.

O processo UREX+ foi desenvolvido por Argonne National Laboratory (ANL) e outros laboratórios, como parte de uma iniciativa de ciclo de combustível avançado. Os objetivos básicos de recuperação e purificação do processo UREX+ foram de recuperar certa porcentagem de cada isótopo: >90% de U, >95% do Tc, >95% de I, 97% de Cs e Sr, >99% de Pu e Np, 95% de Am e Cm (Vandergrift - A, et al., 2004; Vandergrift - B, et al., 2004). Na primeira etapa, o Tc e U são recuperados juntos e, em uma fase subsequente, são separados. O Cs e Sr são removidos do fluxo aquoso em uma segunda etapa. Durante a terceira etapa o Pu e Np são separados da fase antecedente e reciclados para produção do MOX, juntamente com o urânio da primeira fase. Como no processo de co-processamento, o UREX+ fornece a possibilidade de separação dos actinídeos. Nesta técnica, o Am, Cm, Ru, Zr, Nd e Ce são extraídos na fase final do processo. Este método recupera aproximadamente uma fração de 99,95% de U, 95% de Tc, 6% de Cs, 99% de Sr, 99,50% de Pu, 71% de Np, 98% de Am e 79% de Cm (Vandergrift - A, et al., 2004). Em uma última fase do reprocessamento são retirados os núclídeos de Tc, Cs, e Sr.

2.6. Transmutação de Rejeitos Transurânicos

Os rejeitos transurânicos são elementos com número atômico maior que 92 (o número atômico do urânio), produzidos em atividades relacionadas com defesa militar ou na geração de energia elétrica, em reatores nucleares. São considerados rejeitos transurânicos os materiais que contêm núclídeos transurânicos com meia vida maior que 20 anos e concentrações maiores que 3700 Becquerel por grama.

A maior parte deles decai por emissão alfa e tem meia-vida longa, o que é um perigo em longo prazo. Para os núclídeos com meia vida curta, o problema é que muitos deles decaem em núclídeos emissores gama de altas energias ou tem núclídeos filhos com meia vida longa.

Os transurânicos, actinídeos menores e os isótopos de plutônio, podem ser transmutados em núclídeos menos radiotóxicos. Em condições específicas, os nêutrons produzidos em um sistema nuclear podem induzir fissões nestes núclídeos,

produzindo produtos de fissão menos radiotóxicos. Os isótopos do plutônio e outros actínídeos tem meia-vida longa de milhares de anos, enquanto que seus produtos de fissão radioativos tem uma meia-vida mais curta.

Na reutilização do combustível queimado, a qual o reprocessamento e a reciclagem são inseridos, é proposto o uso de tório juntamente com os transurânicos, limitando a quantidade de rejeito transurânico. A implementação deste combustível é mais fácil com reatores híbridos, devido à melhora na economia de nêutrons comparado com os reatores térmicos. Em reatores híbridos aumenta-se a probabilidade de regenerar combustível ao produzir ^{233}U devido à maior quantidade de nêutrons rápidos produzidos pelas fontes externas fusão e *spallation* (Nifenecker, David, J.M., & Giorni, 1999). Além disso, como a maioria dos actínídeos são potencialmente radiotóxicos e as reações de captura radiativa (n, γ) só produzem outros actínídeos, a melhor forma de reduzi-los é induzindo reações de fissão (n, f). Portanto, os sistemas híbridos, por apresentarem uma fonte de nêutrons externa com fluxo de nêutrons mais endurecido, favorecem a ocorrência de reações de fissão, reduzindo a radiotoxicidade por um fator de 100 a 1000 (Stacey W. , 2007; IAEA, 2004).

O propósito de usar nêutrons produzidos na fusão nuclear é aumentar a probabilidade de transmutação mediante fissão, usando nêutrons de 14.1 MeV produzidos nas reações de fusão entre o deutério e o trítio, com um espectro mais endurecido. Para energia de nêutrons acima de 1 MeV, os actínídeos (^{241}Am , ^{242}Am , ^{243}Am , ^{244}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{237}Np , ^{238}Np , ^{238}Pu e ^{240}Pu) apresentam maior probabilidade de fissão do que de captura radiativa como é mostrado na Figura 6.

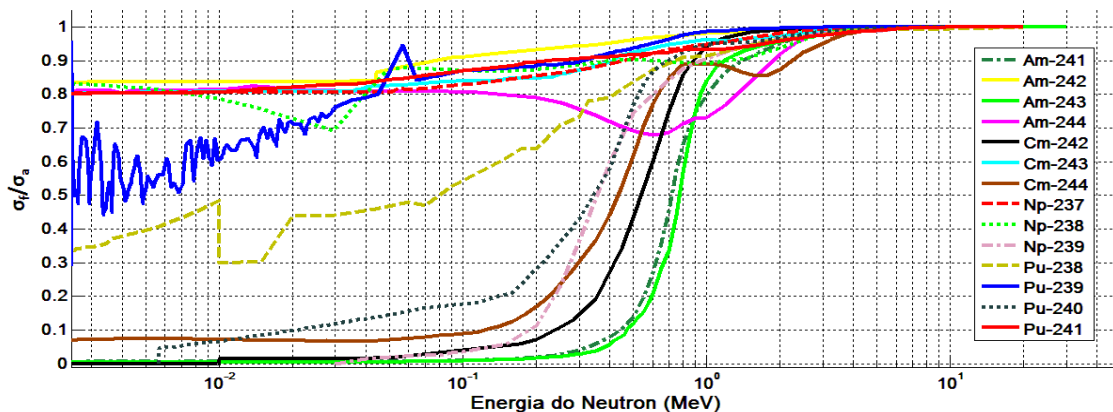


Figura 6 - Probabilidade de fissão para os diferentes transurânicos ($\sigma_f / (\sigma_f + \sigma_\gamma)$)

3. METODOLOGIA

Com o objetivo de avaliar a capacidade de transmutação dos sistemas de fusão, serão usados os seguintes códigos computacionais: MCNP5, ORIGEN 2.1 e Monteburns. Baseado na geometria, fonte e composição definidos pelo usuário, o MCNP calcula o fluxo do sistema, que é colapsado a uma energia e repassado pelo Monteburns ao código ORIGEN2.1, juntamente com as informações referentes à queima. O código ORIGEN calcula então a nova composição, que é repassada pelo Monteburns ao MCNP. Tal processo é repetido conforme solicitado pelo usuário dentro das condições definidas inicialmente. A seguir serão descritos os três códigos.

3.1.Código MCNP

O MCNP é um software na linguagem Fortran 90 para simular processos nucleares. Foi desenvolvido, baseado no método de Monte Carlo, para simular as interações das partículas (nêutrons, gamas e elétrons) com a matéria em diferentes níveis de energia. A faixa de energia de interação dos nêutrons com os isótopos varia entre 10^{-5} eV a 20 MeV, mas para alguns isótopos pode chegar até 150 MeV, para os fótons entre energias de 1 keV até 100 GeV, e para elétrons entre 1 keV até 1 GeV (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

O método de Monte Carlo é baseado em processos estocásticos e geralmente usado em problemas complexos, onde não podem ser usados modelos de códigos determinísticos. A distribuição de probabilidade descreve o fenômeno de forma geral. As simulações são desenvolvidas em computadores porque o número de ensaios necessários para descrever adequadamente os fenômenos é razoavelmente grande. Os processos de amostragem estatísticos são baseados na seleção de valores aleatórios. O transporte de partículas segue a história de cada partícula desde sua criação até o seu desaparecimento. O código MCNP5 baseado no método de Monte Carlo obtém respostas pela simulação de partículas individuais permitindo obter comportamentos médios destas partículas mediante os *tallies*. O MCNP calcula uma média das partículas com o mesmo comportamento no sistema físico e, como resultado final, são obtidos os aspectos mais importantes no percurso de um conjunto de partículas que atravessam um meio, ou seja, o número médio de alguma característica do sistema,

como por exemplo: fluxo, deposição de energia, corrente, cálculos de criticalidade, etc (X-5 Monte Carlo Team, 2003).

3.2.ORIGEN2.1

O ORIGEN2.1 é um código conhecido para calcular o acúmulo, o decaimento e processos de materiais radioativos, trabalhando a um grupo de energia. Em vez de resolver a complicada equação de transporte, ele toma em consideração um grupo de energia para realizar os cálculos neutrônicos. O ORIGEN2.1 depende principalmente do número de núclídeos considerados em cada caso. Estes núclídeos são agrupados em três segmentos descritos a seguir (Groff, 1980).

3.2.1. Produtos de Ativação

Estes núclídeos consistem de quase todos os núclídeos naturais, núclídeos decorrentes da absorção de nêutrons dos produtos e os filhos de decaimento dos produtos. Este segmento é principalmente usado para materiais estruturais e impurezas no combustível.

3.2.2. Actinídeos

Esta classe de núclídeos contém os isótopos do tório com número atômico 90 até o einstênio com número atômico 99 que aparece significativamente na descarga do combustível queimado, além dos filhos do decaimento deles.

3.2.3. Produtos de Fissão

Esta classe de núclídeos são os produtos de fissão dos actinídeos com quantidades significativas mais seus produtos de decaimento e captura.

O ORIGEN2.1 foi utilizado neste trabalho na geração de combustível queimado e rejeitos característicos da composição em reatores térmicos. O ORIGEN2.1 realiza os cálculos que sejam representativos dentro das condições das bibliotecas geradas pelo sistema SCALE. As integrais de ressonância dos principais produtos físséis e férteis

foram ajustadas para obter valores em concordância com os experimentais e cálculos sofisticados (MIT OpenCourseWare, 2014).

3.3. Monteburns

O Monteburns foi projetado para acoplar o código MCNP com o código de decaimento radioativo e queima, ORIGEN2.1. O Monteburns produz um número grande de resultados de criticalidade e queima baseado na especificação de remoção e inserção de vários materiais para potência e intervalos de tempo definidos. O programa processa a informação de entrada a partir das especificações de geometria, composição inicial, especificações de remoção ou inserção de material, e outros parâmetros do código específicos. Os resultados do MCNP e ORIGEN2.1 são realizados e apresentados na saída de forma automática, à medida em que o código é executado (Trellue & Poston, 1999).

Estes códigos (MCNP e ORIGEN) são executados mais de uma vez dependendo basicamente do número de intervalos designado pelo usuário. O MCNP calcula a seção de choque efetiva para um grupo de energia no sistema modelado, para todos os isótopos que contribuem significativamente em massa ou fração atômica e com seções de choque altas de absorção ou fissão dentro dos materiais do sistema (Lebenhaft & Trellue, 2003). O processo de interação que o Monteburns exerce entre MCNP e o ORIGEN é descrito na Figura 7, onde se mostra como o Monteburns realiza a interface e os cálculos entre estes dois códigos. Os cálculos realizados pelo Monteburns estão divididos em 4 categorias que são: energia por fissão, normalização do fluxo, fator multiplicador efetivo e potência.

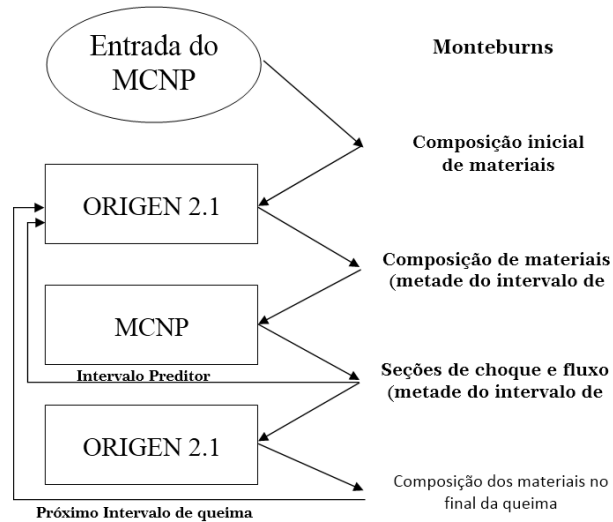


Figura 7 - Interação do Monteburns com o MCNP e ORIGEN

A representação matemática do fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) e do fator de multiplicação da fonte (k_{src}) podem ser obtidas a partir da equação de transporte de nêutrons independente do tempo apresentada a seguir

$$\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int_0^{E_{\text{max}}} dE' \int_{4\pi} d\vec{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E') + \frac{\chi(E)}{4\pi} \iint v \Sigma_f \phi' d\vec{\Omega}' dE' + S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \quad (1)$$

O primeiro termo apresentando na Eq. (1), $\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ representa a perda líquida de nêutrons que tendem passar de regiões com altas densidade para baixas densidades. O segundo termo, $\Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ representa a perda total de nêutrons por absorção e espalhamento. O terceiro termo $\int_0^{E_{\text{max}}} dE' \int_{4\pi} d\vec{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E')$ representa o fluxo de nêutrons que entra na faixa de energia e região de interesse, por espalhamento. O quarto termo $\frac{\chi(E)}{4\pi} \iint v \Sigma_f \phi' d\vec{\Omega}' dE'$ representa os nêutrons produzidos por fissão induzida e finalmente é apresentado o termo fonte $S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ que representa nêutrons provenientes de fontes externas.

A Eq. (1) pode ser representada usando operadores: de produção (S), de perda líquida (\hat{A}) e de fissão (\hat{F}), conforme as Eqs. (2) e (3) respectivamente (Seltborg, 2005; Argonne National Laboratory, 2008).

$$\hat{A}\varphi = \vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla}\varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E)\varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) - \iint dE' d\vec{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E)\varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \quad (2)$$

$$\hat{F}\varphi = \frac{\chi(E)}{4\pi} \iint v\Sigma'_f \varphi' d\vec{\Omega}' dE' \quad (3)$$

Finalmente substituindo as Eqs. (2) e (3) na Eq. (1), obtêm-se a Eq. (4) :

$$\hat{A}\varphi = \hat{F}\varphi + S \quad (4)$$

Para um sistema homogêneo, o termo de fonte externa é desprezível, portanto, o fluxo direto e o fluxo adjunto podem ser representados pelas seguintes equações:

$$\hat{A}\varphi = \frac{1}{\lambda} \hat{F}\varphi \quad (5)$$

$$\hat{A}^+\varphi^+ = \frac{1}{\lambda^+} \hat{F}^+\varphi^+ \quad (6)$$

Onde A^+ representa a matriz adjunta de A , multiplicando a Eq. (5) por φ^+ e integrando sobre todas as variáveis, e, da mesma forma, multiplicando a Eq. (6) por φ e integrando e usando a definição do operador adjunto $(\varphi^+, \hat{L}\varphi) = (\hat{L}^+\varphi^+, \varphi)$, pode-se mostrar que os dois autovalores, λ e λ^+ são idênticos, isto é:

$$\lambda = \frac{\langle \varphi^+, \hat{F}\varphi \rangle}{\langle \varphi^+, \hat{A}\varphi \rangle} = \frac{\langle \hat{F}^+\varphi^+, \varphi \rangle}{\langle \hat{A}^+\varphi^+, \varphi \rangle} = \lambda^+ \quad (7)$$

Assumindo então que φ_0 seja a solução correspondente ao autovalor, isto é, $\lambda_0 = k_{eff}$, e considerando a equação de balanço das equações direta e sua adjunta, obtêm-se:

$$\hat{A}\varphi_0 = \frac{1}{k_{eff}} \hat{F}\varphi_0 \quad (8)$$

$$\hat{A}^+\varphi_0^+ = \frac{1}{k_{eff}} \hat{F}^+\varphi_0^+ \quad (9)$$

Logo,

$$k_{eff} = \frac{\hat{F}\varphi_0}{\hat{A}\varphi_0} = \frac{\hat{F}^+\varphi_0^+}{\hat{A}^+\varphi_0^+} \quad (10)$$

Multiplicando a Eq. (10) pela adjunta φ_0^+ e integrando, obtêm a Eq.(11) que não dependerá mais de $(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$, tem-se que:

$$k_{eff} = \frac{\langle \varphi_0^+, \hat{F}\varphi_0 \rangle}{\langle \varphi_0^+, \hat{A}\varphi_0 \rangle} \quad (11)$$

Usando-se a relação de ortogonalidade entre os autovetores, considerando $i \neq j$

$$\langle \varphi_i^+, \varphi_j \rangle = 0 \quad (12)$$

Assumindo-se que a solução da Eq. (1) pode ser expressa em forma de séries,

$$\varphi = \sum_n \varphi_i = \varphi_1 + \varphi_2 + \dots + \varphi_n \quad (13)$$

Então, φ_0 é parte da solução e pode ser substituída por φ , assim obtemos a representação com operadores matemáticos do fator de multiplicação efetivo.

$$k_{eff} = \frac{\langle \varphi_0^+, \hat{F}\varphi \rangle}{\langle \varphi_0^+, \hat{A}\varphi \rangle} \quad (14)$$

Mas seguindo a Eq. (4), o operador de perda líquida (\hat{A}) pode ser representado como a soma da fonte externa S mais o operador de fissão (\hat{F}), como apresenta-se na seguinte equação:

$$k_{eff} = \frac{\langle \varphi_0^+, \hat{F}\varphi \rangle}{\langle \varphi_0^+, \hat{A}\varphi \rangle} = \frac{\langle \varphi_0^+, \hat{F}\varphi \rangle}{\langle \varphi_0^+, \hat{F}\varphi \rangle + \langle \varphi_0^+, S \rangle} \quad (15)$$

A partir da Eq. (15) pode-se definir o fator de multiplicação da fonte, k_{src} , como;

$$k_{src} = \frac{\langle \hat{F}\varphi \rangle}{\langle \hat{A}\varphi \rangle} = \frac{\langle \hat{F}\varphi \rangle}{\langle \hat{F}\varphi \rangle + \langle S \rangle} \quad (16)$$

A Eq. (16) representa a taxa de fissões produzidas pelos nêutrons sobre o total de nêutrons produzidos pelas fissões mais os nêutrons provenientes da fonte externa.

3.4. Modelagens dos sistemas híbridos fusão-fissão

Para avaliar a capacidade de transmutação de sistemas híbridos fusão-fissão foram avaliadas duas propostas do sistema de fusão: o sistema Tokamak, baseado no ITER, que é de confinamento magnético; e o de confinamento inercial baseado em um estudo realizado por (Kramer, 2010), escolhido por utilizar o método indireto. Os sistemas simulados utilizaram dimensões aproximadas às dos respectivos modelos reais. Uma breve descrição das modelagens desenvolvidas será apresentada a seguir.

3.5. Metodologia Geral

Em um teste de sensibilidade verificou-se que os intervalos de queima não alteravam significativamente os resultados das variações de composições ao longo do tempo. Sendo assim, as avaliações de transmutação foram realizadas no MonteBurns usando 50 intervalos de queima para as simulações para o sistema Tokamak, e 40 intervalos de queima para o sistema de confinamento inercial.

Dois cálculos foram realizados: um da evolução do fluxo no tempo, calculado pelo MonteBurns para 4 faixas de energias; e outro cálculo, de fluência em estado estacionário, realizado só pelo MCNP usando o tally F2, que calcula a fluência sobre a superfície estudada. Os cálculos de fluência para o Tokamak foram realizados sobre a primeira parede deste, e em superfícies: uma superfície anterior, e uma posterior à camada transmutadora. No caso do confinamento inercial, devido a esta conter várias regiões com combustível, os cálculos de fluência foram realizados para a primeira parede, para uma superfície anterior, para uma camada intermediária e posterior à camada transmutadora. Os cálculos de fluência em estado estacionário nos dois sistemas foram realizados de modo a se ter uma ideia da influência da fonte externa sobre os sistemas.

A fonte de nêutrons simplificada, com distribuição de energia gaussiana fornecida pelo MCNP, para uma temperatura de 10 keV para plasmas D-T é representada a seguir:

$$p(E) = C \exp \left[- \left(\frac{E-b}{a} \right)^2 \right] \quad (17)$$

onde “a” é a temperatura do plasma em MeV e “b” é a energia liberada na reação de fusão. Se $a < 0$, esta é interpretada como a temperatura em MeV. Se $b = -1$, os cálculos de liberação de energia serão para as reações D-T (X-5 Monte Carlo Team, 2003). As bibliotecas usadas para realizar este trabalho foram FENDL/E 2.1 e ENDF/B-VI (IAEA - FENDL, s.d.).

3.6. Metodologia para o cálculo de queima

Foram modelados dois combustíveis reprocessados que compuseram a camada transmutadora, um diluído em urânio empobrecido e outro diluído em tório. As dimensões da camada com combustível diluído em tório devem ser maiores para os dois sistemas de fusão (o de confinamento magnético e do confinamento inercial) devido às características do tório que afetam o fator multiplicador de nêutrons. Para cada caso e sistema de fusão estudado, foi projetada uma configuração de referência, de maneira que o valor máximo do fator de multiplicação inicial da fonte fosse de $k_{src} \approx 0.95$. A partir do caso de referência foram variadas as dimensões dos raios das barras de combustível e da espessura da camada transmutadora, com o objetivo de analisar a influência dessas variações nos parâmetros neutrônicos associados aos sistemas, e na composição da camada transmutadora.

3.6.1. Sistema híbrido baseado no Tokamak

O sistema Tokamak foi projetado baseado em uma modelagem simplificada escolhida entre três propostas diferentes como mostra a Figura 8. Maiores detalhes podem ser encontrados no artigo do autor (Velasquez, et al., 2014).

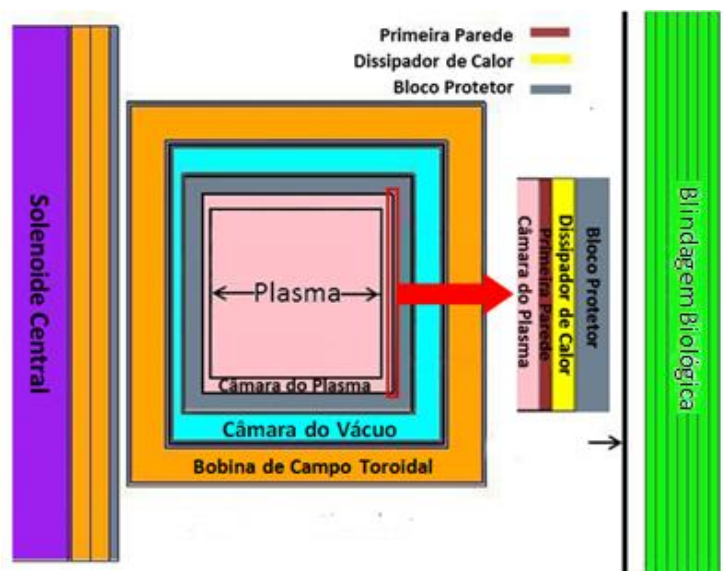
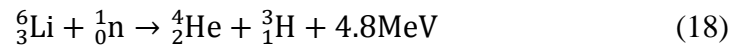


Figura 8 - Projeto do Tokamak sem camada transmutadora.

Esta geometria foi escolhida devido a seu baixo erro relativo computacional, baixo tempo computacional e uma boa representação do espectro de nêutrons ao longo do

sistema. A camada transmutadora foi colocada em uma posição onde o espectro de nêutrons é mais endurecido (alto fluxo de nêutrons na faixa rápida) conforme mostrado em trabalho anterior do autor (Velasquez, et al., 2012). Este requisito é importante para induzir fissões na maioria dos transurânicos.

A camada transmutadora foi inserida após o dissipador de calor, dentro do bloco protetor, como apresentado nas Figuras 9 e 10, e cujos componentes são descritos na Tabela 2. As barras de combustível bem como a camada transmutadora têm uma altura de 476.7 cm. O refrigerante usado foi Li₁₇Pb₈₃. Este é um dos mais usados na fusão nuclear porque permite a produção de trítio a partir do ⁶Li, através do bombardeamento de nêutrons liberados segundo a Eq. (18) (Granjeiro Carlos, 2006):



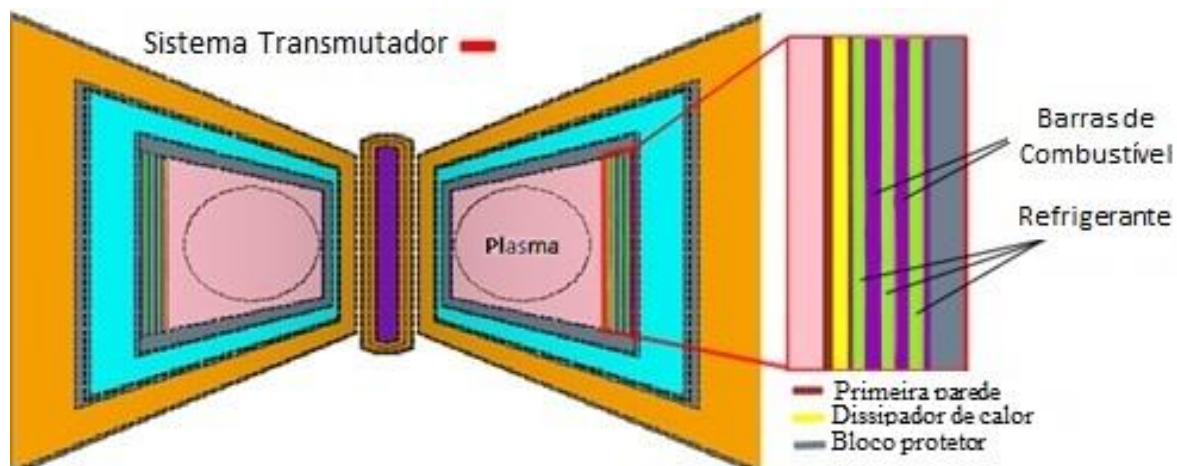


Figura 9 - Proposta do sistema híbrido baseado no Tokamak.

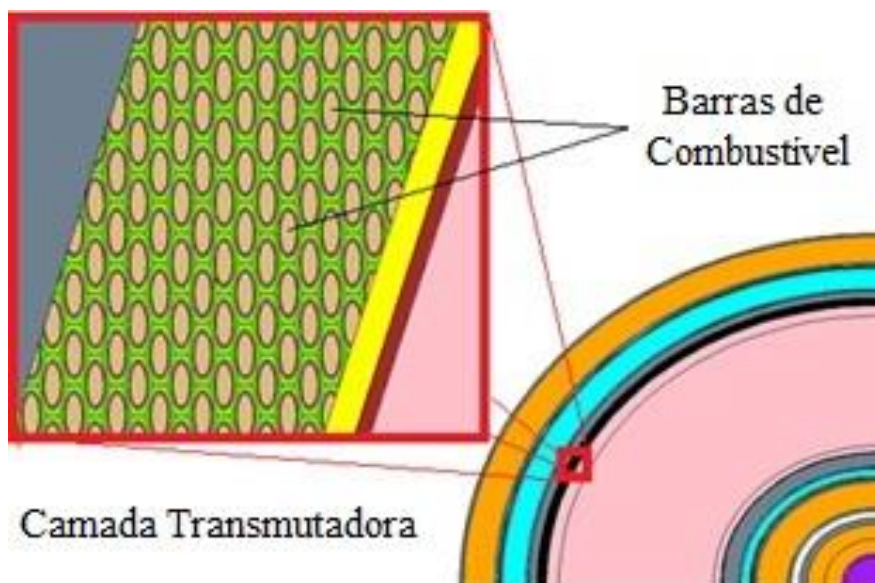


Figura 10 - Vista superior da camada transmutadora

Tabela 2. Componentes do sistema Tokamak com camada transmutadora (Araújo, et al., 2010; Hu, et al., 2007; Wu & FDS Team, 2009)

Sistema	Componente	Distância Radial (cm)	Material
Solenóide Central (CS)	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, 60 %, água, 40 %
	Parede	350.5 a 356.5	SS316L(N)IG
Cobertor	Bloco protetor	357 a 399	SS316L(N)IG
	Dissipador	399 a 401	CuCrZr-IG
	Primeira parede	401 a 402	Tungstênio
Câmara do Plasma		402 a 853	Vácuo
Cobertor	Primeira parede	853 a 854	Berílio
	Dissipador	854 a 856	CuCrZr-IG
	Camada Transmutadora	856 a xxx	Refrigerante, revestimento e combustível /xxx: raio externo
	Bloco Protetor	xxx a 898	SS316L(N)IG
Câmara de Vácuo	Parede	898.5 a 904.5	SS316L(N)IG
	Enchimento	904.5 a 967.5	SS304B7, 60 %; water, 40 %
	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 da caixa	976 a 985.5	SS316L(N)IG
	Supercondutor e isolantes	985.5 a 1066.5	45% Nb ₃ Sn + 5% Al ₂ O ₃ + 50% Incoloy 908
	Parede da caixa	1066.5 a 1076	SS316L(N)IG
Criostato	Parede	1400 a 1410	SS304L
Blindagem biológica	Parede	1455 a 1655	Concreto do Br3

3.6.1.1. Metodologia da variação da espessura da camada transmutadora para o sistema de confinamento magnético

O objetivo principal de variar as espessuras da camada transmutadora mantendo os raios das barras constantes é avaliar como este parâmetro afeta a transmutação dos actínídeos, e o fator multiplicação da fonte ao longo da queima. Esta avaliação é feita para os dois combustíveis reprocessados e diluídos em urânio empobrecido e tório. A Tabela 3 mostra a variação de espessura da camada transmutadora para cada diluição. A potência de fissão foi de 2200 MW para todas as espessuras e diluições. A razão $V_{\text{refrigerante}}/V_{\text{combustível}}$ (V_r/V_c) é mantida aproximadamente constante para cada diluição.

Tabela 3. Espessuras da camada transmutadora para cada diluição de combustível

Camada Transmutadora					
Combustível diluído em urânio empobrecido			Combustível diluído em tório		
$V_r/V_c \approx 0.457$			$V_r/V_c \approx 0.418$		
Raio da barra do combustível 0.8 cm			Raio da barra do combustível 0.81 cm		
Espessura					
10 cm	15 cm	20 cm	15 cm	20 cm	25 cm
Volume do Combustível ($\times 10^7 \text{cm}^3$)			Volume do Combustível ($\times 10^7 \text{cm}^3$)		
1.490	2.251	3.011	2.308	3.086	3.869
Número de Barras de Combustível					
15616	23493	31415	23493	31415	39382

3.6.1.2. Metodologia da variação da razão combustível e refrigerante V_r/V_c para o sistema de confinamento magnético

O objetivo principal é avaliar a transmutação dos actínídeos para diferentes razões de volume de refrigerante e combustível. Estas variações são realizadas de modo que o k_{src} seja mantido subcrítico. Por tudo isto, foram realizadas variações tanto no raio da barra do combustível como na espessura da camada transmutadora. A potência de fissão foi de 3000 MW para todos os casos apresentados na Tabela 4. O caso 1 é para o combustível diluído em urânio empobrecido e o caso 2 é para o combustível diluído

em tório. Neste caso, a espessura de 15 cm não foi considerada devido a que não se conseguiu atingir o k_{src} proposto.

Tabela 4. Variação das barras do combustível e da espessura.

Camada Transmutadora							
Caso	Espessura (cm)	15	20	25	30	35	40
1	Raio da barra de combustível (cm)	0.89	0.79	0.73	0.68	0.65	0.63
	Volume do combustível diluído em urânio empobrecido(x 10^7cm^3)	2.78	2.97	3.14	3.3	3.52	3.77
Razão	V_r/V_c	0.15	0.47	0.77	1.05	1.27	1.43
2	Raio da barra de combustível (cm)	-	0.88	0.81	0.76	0.72	0.70
	Volume do combustível diluído em tório ($x10^7\text{cm}^3$)	-	3.65	3.87	4.06	4.30	4.66
Razão	V_r/V_c	-	0.18	0.41	0.64	0.83	0.94
Número de Barras de Combustível		23493	31415	39382	47394	55452	63555

3.6.2. Sistema híbrido baseado em confinamento inercial

O sistema híbrido foi baseado no NIF (*National Ignition Facility*) que é um sistema de confinamento inercial indireto que usa *hohlraum* para ignição das reações de fusão. Este modelo foi projetado por Kramer (Kramer, 2010) utilizando esferas concêntricas como apresentado na Figura 11. Na parte central existe uma cavidade preenchida com ar, na qual são produzidas as reações de fusão por confinamento a laser. O sistema proposto por este autor inclui diferentes camadas dentre delas uma primeira parede refrigerada com $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$, e o sistema principal de fusão seria refrigerado com *flibe*. Este material foi escolhido devido a sua grande capacidade e habilidade para produzir trítio. Também é projetada uma camada de berílio devido a ser um excelente multiplicador de nêutrons que será usado para manter o sistema subcrítico. Além disso, o sistema possui uma camada transmutadora formada de TRISOS, revestidas de diversas camadas de grafita, e está composto por várias camadas de refrigerante e

paredes da estrutura onde as temperaturas máximas para estes são de 650°C e 900°C. O sistema é composto por diferentes paredes de aço ferrítico de dispersão reforçada de óxido (ODS-FS), aço ferrítico poroso ODS e refrigerado com $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ que formam a estrutura principal do sistema. A última camada usada nesse sistema é uma camada de grafita usada como refletor.

As características geométricas mencionadas anteriormente foram mantidas e projetadas em forma de esferas concêntricas que dividem cada região do sistema, tais como mostradas na Figura 12. A diferença do projeto inicial proposto por Kramer e o apresentado neste trabalho é na camada transmutadora no modelo inicial está contem esferas de TRISO (TRIStructural-ISOTropic), e nosso sistema de transmutação foi projetado com camadas homogêneas de combustível reprocessado e refrigerante ($\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$) (Velasquez, et al., 2015), sem a presença de grafita. A Tabela 5 apresenta a configuração do sistema com as diferentes camadas de transmutação modificadas do projeto inicial.

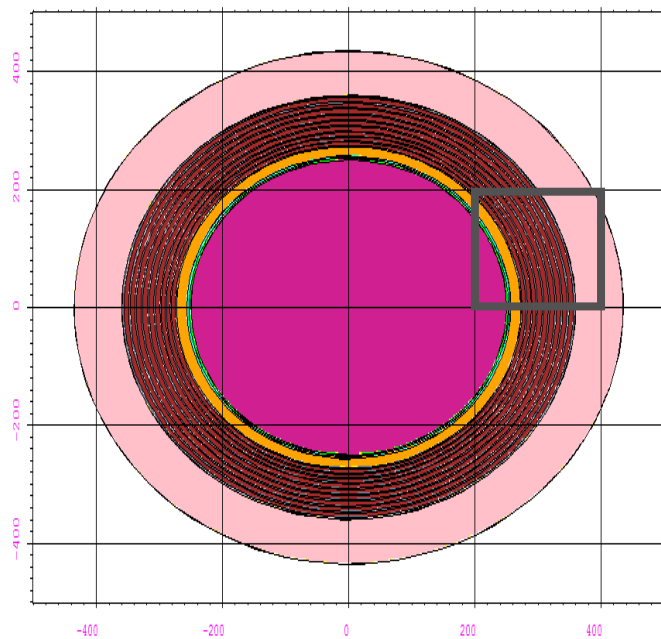


Figura 11 - Desenho do sistema híbrido baseado em confinamento inercial

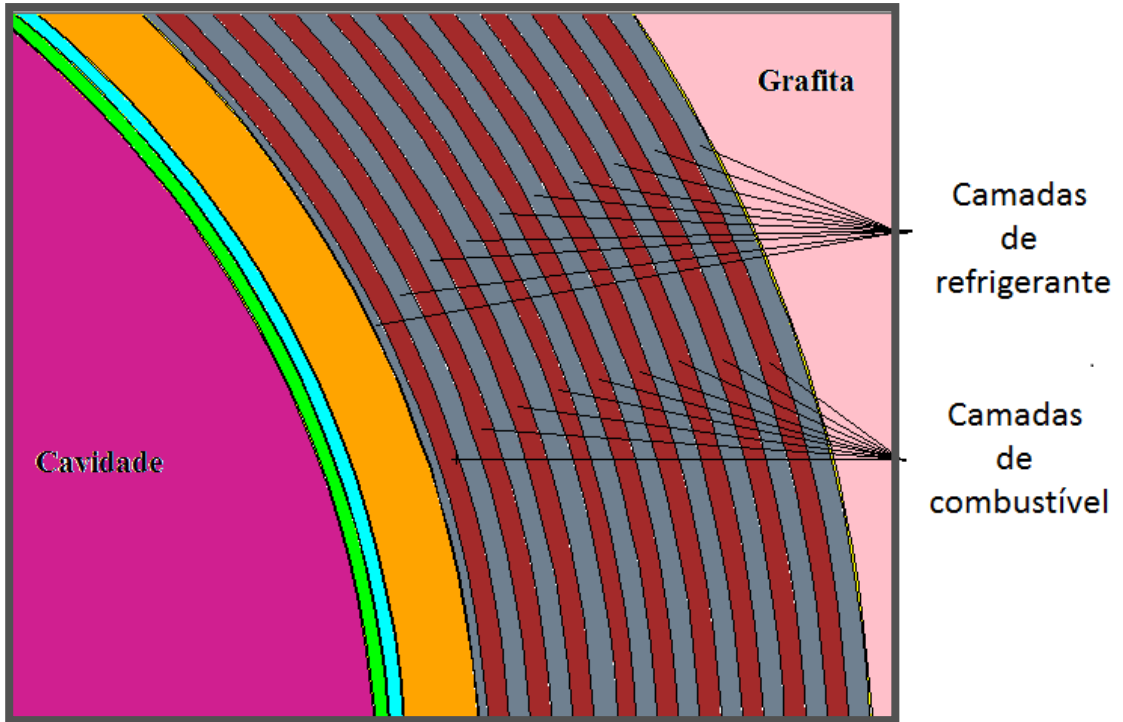


Figura 12 - Projeto da camada transmutadora do sistema inercial

Tabela 5. Geometria e material do sistema híbrido proposto baseado em confinamento inercial (Kramer, 2010)

Nome da Zona	Raio (cm)		Material
	Interno	Externo	
Cavidade	0	250	-
Revestimento da Primeira Parede	250	250.025	W1.1TiC
Primeira Parede	250.025	250.30	ODS-FS
Refrigerante da primeira parede	250.30	253.30	Li ₁₇ Pb ₈₃
Segunda Parede	253.30	253.60	ODS-FS
Refrigerante da segunda parede	253.60	256.60	<i>Flibe</i>
Terceira Parede	256.60	256.90	ODS-FS (<i>porous</i>)
Refrigerante da terceira parede	256.90	272.90	<i>Beryllium Flibe</i>
Quarta Parede	272.90	273.20	ODS-FS (<i>porous</i>)
Zona da Camada Transmutadora	273.20	359.46	Combustível e Refrigerante
Parede depois da região do combustível	359.46	359.96	ODS-FS
Refletor	359.96	434.96	Grafita
Última Parede	434.96	435.46	ODS-FS

3.6.2.1. Metodologia da variação da razão volume do refrigerante e combustível para o sistema de confinamento inercial

O objetivo é avaliar a transmutação dos actínidos variando a razão V_r/V_c para o sistema de confinamento inercial. A fim de conseguir mudanças apreciáveis no comportamento do sistema, foram avaliadas três razões V_r/V_c obtidas para $V_r > V_c$, $V_r \approx V_c$ e $V_r < V_c$. As dimensões para cada razão são especificadas nas Tabelas 6, 7 e 8, respectivamente. Estas mudanças afetam o fator de multiplicação da fonte (k_{src}) inicial de tal forma que o sistema $V_r < V_c$ foi projetado de duas maneiras diferentes, uma para o combustível diluído em tório e outra para o combustível diluído em urânio empobrecido. Estas diferenças foram feitas para atingir um valor inicial no máximo de $k_{src} \approx 0,95$ para o caso de referência, para cada diluição. A potência de fissão usada foi de 3000 MW para os três casos.

Tabela 6. Variação $V_r > V_c$ para o sistema de confinamento inercial

Camada Transmutadora $V_r/V_c \approx 1.5977$		
	Raio das esferas (cm)	
	Interno	Externo
Refrigerante	273.20	275.20
Combustível	275.20	278.20
Refrigerante	278.20	283.20
Combustível	283.20	286.20
Refrigerante	286.20	291.20
Combustível	291.20	294.20
Refrigerante	294.20	299.20
Combustível	299.20	302.20
Refrigerante	302.20	308.20
Combustível	308.20	312.20
Refrigerante	312.20	318.20
Combustível	318.20	322.20
Refrigerante	322.20	328.20
Combustível	328.20	332.20
Refrigerante	332.20	338.20
Combustível	338.20	343.20
Refrigerante	343.20	349.20
Combustível	349.20	353.46
Refrigerante	353.46	359.46

Tabela 7. $V_r \approx V_c$ para o sistema de confinamento inercial

Camada Transmutadora $V_r / V_c \approx 1.0561$		
	Raio das esferas (cm)	
	Interno	Externo
Refrigerante	273.2000	275.2000
Combustível	275.2000	279.8811
Refrigerante	279.8811	284.5622
Combustível	284.5622	289.2433
Refrigerante	289.2433	293.9244
Combustível	293.9244	298.6056
Refrigerante	298.6056	303.9678
Combustível	303.9678	307.9678
Refrigerante	307.9678	312.6489
Combustível	312.6489	317.3300
Refrigerante	317.3300	322.0111
Combustível	322.0111	326.6922
Refrigerante	326.6922	331.3733
Combustível	331.3733	336.0544
Refrigerante	336.0544	340.7356
Combustível	340.7356	345.4167
Refrigerante	345.4167	350.0978
Combustível	350.0978	354.7789
Refrigerante	354.7789	359.4600

Tabela 8. Variação $V_r < V_c$ para o sistema de confinamento inercial

Camada Transmutadora				
V_r/V_c	0.7439		0.68274	
	Raio das esferas para o combustível diluído em urânio empobrecido (cm)		Raio das esferas para o combustível diluído em tório (cm)	
	Interno	Externo	Interno	Externo
Refrigerante	273.200	275.200	273.200	275.200
Combustível	275.200	280.200	275.200	281.200
Refrigerante	280.200	283.200	281.200	283.200
Combustível	283.200	288.200	283.200	289.200
Refrigerante	288.200	291.200	289.200	291.200
Combustível	291.200	296.200	291.200	296.200
Refrigerante	296.200	299.200	296.200	299.200
Combustível	299.200	304.200	299.200	304.200
Refrigerante	304.200	309.200	304.200	309.200
Combustível	309.200	314.700	309.200	314.200
Refrigerante	314.700	319.200	314.200	319.200
Combustível	319.200	324.700	319.200	324.200
Refrigerante	324.700	329.200	324.200	329.200
Combustível	329.200	333.700	329.200	333.700
Refrigerante	333.700	339.200	333.700	339.200
Combustível	339.200	346.200	339.200	346.200
Refrigerante	346.200	349.200	346.200	349.200
Combustível	349.200	356.218	349.200	356.218
Refrigerante	356.218	359.460	356.218	359.460

3.7. Materiais dos Sistemas de Fusão

A seguir serão apresentados os materiais que compõem os diferentes componentes dos reatores de fusão Tokamak e confinamento inercial.

O Nb_3Sn é um material supercondutor em conduto Incoloy¹ 908, sendo seu objetivo principal melhorar a operação em estado estacionário avançado. Este material é usado no projeto KSTAR na Coreia, para melhorias nos sistemas de corrente (Bae, Cho, & Namkung, 2004).

O aço inoxidável SS316L(N)-IG foi usado como um dos materiais da estrutura da câmara do vácuo para recobrir outros componentes como as paredes do campo toroidal, bobinas e as paredes da câmara do vácuo. O SS316L(N)-IG é considerado,

¹ Incoloy: refere-se ao tipo de liga de metais especiais baseado em níquel e desenhado para resistir a corrosão assim como ter uma dureza a altas temperaturas.

em vários reatores de fusão, como o principal material da câmara de vácuo devido às suas propriedades de suportar a irradiação com nêutrons de alta energia, resistência à corrosão e ao estresse térmico. Além disso, apresenta boas propriedades mecânicas e químicas e facilidade de produção. Este material é usado no Tokamak EAST na China. (Institute of Plasma Physics -China, 2012)

O aço inoxidável austenítico SS 304L oferece uma combinação de resistência à corrosão além de ser um material resistente e dúctil. O baixo conteúdo de carbono reduz a susceptibilidade de precipitações de carbonetos durante a soldagem. Este aço é usado principalmente como material na parte da blindagem térmica para alguns componentes do ITER (Barabash, et al., 2007).

O aço inoxidável SS 304B7, vem da família dos aços inoxidáveis com conteúdo de boro que oferece um bom rendimento no processo metalúrgico de pulverização. A dispersão fina de partículas de boro do processo fomenta uma melhor absorção de nêutrons e melhora a resistência e ductilidade. O aço inoxidável borado é utilizado em aplicações em que são necessárias as absorções dos nêutrons. A alta dureza e boa ductilidade do aço inoxidável borado o tornam melhor para aplicações em estruturas em que outros materiais absorvedores de nêutrons têm carência das propriedades necessárias.

Para a refrigeração dos sistemas foi utilizado um metal líquido baseado em uma liga de chumbo $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$. Este material foi escolhido devido à baixa temperatura de fusão e a adequada estabilidade, além de ser um gerador de trítio. Apresenta alta condutividade térmica e se pode ajustar a taxa de alimentação modificando as concentrações de ${}^6\text{Li}$ com o reator em funcionamento (Malang, et al., 2011). Durante a operação do sistema, alguns núclídeos como o bismuto, polônio, tálio e mercúrio, são produzidos por meio de reações de nêutrons com o chumbo. O ${}^{210}\text{Po}$ formado a partir do ${}^{209}\text{Bi}$ é altamente tóxico e tem que ser considerado especialmente devido à sua volatilidade. Por outro lado o tálio não pode ser removido do Bi, inclusive a temperaturas eutéticas ², a solubilidade é maior que 350 ppm. ${}^{203}\text{Hg}$ ocasiona o maior problema, porque o mercúrio não pode ser removido por armadilha fria. Taxas de

² Eutética: relacionado ou denotado pela mistura de substâncias que são derretidas e solidificadas a uma só temperatura que é menor que ponto de fusão dos componentes que constituem a mistura do composto.

evaporação são altas a qualquer temperatura e alta taxa de doses nas áreas cobertas pelo gás são esperadas (Norajistra, et al., 2003).

O aço ferrítico de dispersão reforçada de óxido tem excelentes propriedades para aplicações nucleares, devido sua alta resistência a altas temperaturas, resistência à criação de bolhas e inchaço por uma alta irradiação, resistência de corrosão a diferentes refrigerantes (Himei, et al., 2013). Este tipo de liga apresenta uma propriedade tênsil a altas temperaturas que se incrementa ao ter uma melhor distribuição de pequenas partículas oxidadas. Neste tipo de liga de alto rendimento, a ductibilidade se mantém alta com um aumento em força de até mais de 2 GPa (Quinn, 2012).

A grafita foi usada no sistema de confinamento inercial e foi escolhida devido às suas propriedades como moderador e refletor de nêutrons (usado depois da camada transmutadora). Além disso, a grafita tem uma baixa seção de choque de absorção, é quimicamente inerte e tem um alto ponto de fusão.

3.8. Combustíveis

Para a camada transmutadora foram usados combustíveis baseados no reprocessamento UREX+ (Vandergrift - A, et al., 2004). O combustível queimado usado para o reprocessamento foi obtido da queima no código ORIGEN2.1, de um combustível com um enriquecimento inicial de 3.1% em um PWR típico a 33000MWd/T do tipo Angra-I. Este combustível após a queima foi deixado na piscina de resfriamento durante 5 anos (Cota & Pereira, 1997).

3.8.1. Reprocessamento UREX+

Após resfriamento na piscina, o combustível queimado foi reprocessado pelo método UREX+ e diluído em tório e urânio empobrecido, para alcançar a quantidade de material físsil desejada segundo o k_{src} a ser obtido para o caso de referência. No reprocessamento UREX+, as porcentagens de recuperação dos diferentes núclídeos são: 99.95% do urânio, 99.5% do plutônio, 71% do neptúnio, 98% do amerício e 79% cúrio. O reprocessamento e a diluição foram feitos segundo os cálculos realizados em

(Cardoso, et al., 2012). A Tabela 9 apresenta a composição do combustível após o reprocessamento pelo método UREX+ e diluição em urânio empobrecido, e a Tabela 10, a composição do combustível após reprocessamento pelo método UREX+ diluído em tório, ambos com 20% de material físsil.

Tabela 9. Composição do combustível após reprocessamento com diluição em urânio empobrecido com 20% de material físsil.

Isótopo	Percentual em massa (%)	Isótopo	Percentual em massa (%)	Isótopo	Percentual em massa (%)
²³⁵ U	1.2018E-01	²⁴² Pu	1.7039E+00	²⁴³ Cm	1.1407E-03
²³⁸ U	5.9971E+01	²³⁷ Np	8.5010E-01	²⁴⁴ Cm	8.5752E-02
²³⁸ Pu	4.8924E-01	²⁴¹ Am	9.9012E-01	²⁴⁵ Cm	4.5184E-03
²³⁹ Pu	1.4276E+01	²⁴² Am	2.6483E-03	²⁴⁶ Cm	5.8154E-04
²⁴⁰ Pu	5.9871E+00	²⁴³ Am	3.7182E-01	O	1.1836E+01
²⁴¹ Pu	3.2362E+00	²⁴² Cm	2.1472E-05		

Tabela 10. Composição do combustível após reprocessamento com diluição em tório com 20% de material físsil.

Isótopo	Percentual em massa (%)	Isótopo	Percentual em massa (%)	Isótopo	Percentual em massa (%)
²³² Th	5.9773E+01	²³⁷ Np	9.2809E-01	²⁴⁴ Cm	8.616E-02
²³⁸ Pu	4.9156 E-01	²⁴¹ Am	9.9483 E-01	²⁴⁵ Cm	4.5398E-03
²³⁹ Pu	1.4344E+01	²⁴² Am	2.6609E-03	²⁴⁶ Cm	5.843E-04
²⁴⁰ Pu	6.0155E+00	²⁴³ Am	3.7358 E-01	O	1.2021E+01
²⁴¹ Pu	3.2516 E+00	²⁴² Cm	2.1574E-05		
²⁴² Pu	1.712 E+00	²⁴³ Cm	1.1461E-03		

4. RESULTADOS

Os resultados prévios a serem apresentados mostraram a capacidade de cada sistema, assim como a eficiência de redução e produção dos actínídeos menores. Na primeira parte se apresentam os resultados de transmutação para o sistema Tokamak e na segunda parte, para o sistema baseado em confinamento inercial. Finalmente apresenta-se uma comparação entre os dois sistemas. Para mostrar a quantidade de material absoluto reduzido ou produzido, apresenta-se nos gráficos a seguir, uma comparação em função das mudanças e diluições dos sistemas estudados.

4.1.Sistema Tokamak

Conforme explicado anteriormente, em cada sistema proposto serão feitas duas avaliações: a primeira mantendo as barras de combustível constantes e mudando a espessura da camada transmutadora, e na segunda parte se mudará o raio das barras do combustível e a espessura da camada transmutadora.

4.1.1. Variação da espessura da camada transmutadora mantendo constante o raio das barras de combustíveis

Mantendo-se o raio das barras constantes, a espessura da camada transmutadora foi variada, com o objetivo de avaliar os efeitos na redução dos actínídeos e no fator de multiplicação.

4.1.1.1. Combustível reprocessado diluído em urânio empobrecido

O fator de multiplicação da fonte foi obtido para três espessuras durante 10 anos de irradiação, como se mostra na Figura 13. O valor inicial do fator de multiplicação para as espessuras de 10, 15 e 20 cm foi de $k_{src} \approx 0.709$; 0.836; 0.963 respectivamente. Na Figura 14, são apresentados os fluxos ao longo do tempo de queima para diferentes faixas de energia para cada espessura da camada transmutadora. Verifica-se que o fluxo para a camada de 10 cm foi maior ao longo do tempo para todas as faixas de energia, apesar de ser o de menor fator de multiplicação da fonte. Este comportamento

no fluxo é devido que o reator precisa aumentar a quantidade de nêutrons para manter a potência constante ao longo do tempo de queima. A fluência normalizada no sistema Tokamak para a primeira parede, antes e depois da camada transmutadora, é apresentada na Figura 15, para as três espessuras. De fato, as fluências têm comportamentos similares. A Tabela 11 apresenta o valor do k_{src} no início e no final da queima. A Tabela 12 apresenta o menor e maior erro relativo para as diferentes espessuras mantendo o raio constante, para o combustível reprocessado diluído em urânio empobrecido.

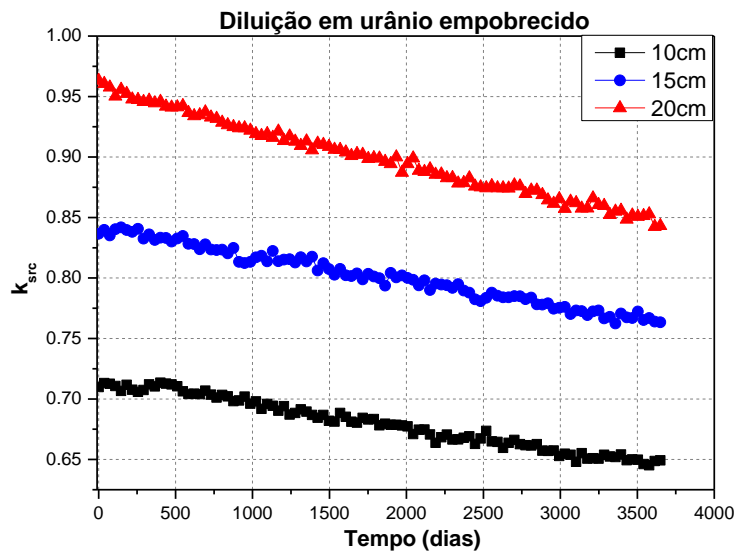


Figura 13 - Fator de multiplicação da fonte usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em urânio empobrecido

Tabela 11 - Valor inicial e final do k_{src} usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em urânio empobrecido

Espessura	10 cm	15 cm	20 cm
Valor do k_{src} no início da queima	0.70985	0.83662	0.96322
Valor do k_{src} no final da queima	0.64925	0.76341	0.84315

Tabela 12 - Erro relativo do k_{src} variando as espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em urânio empobrecido durante a queima do combustível

Espessura	10 cm	15 cm	20 cm
Menor Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	5.96	4.22	1.95
Maior Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	7.02	5.68	4.33

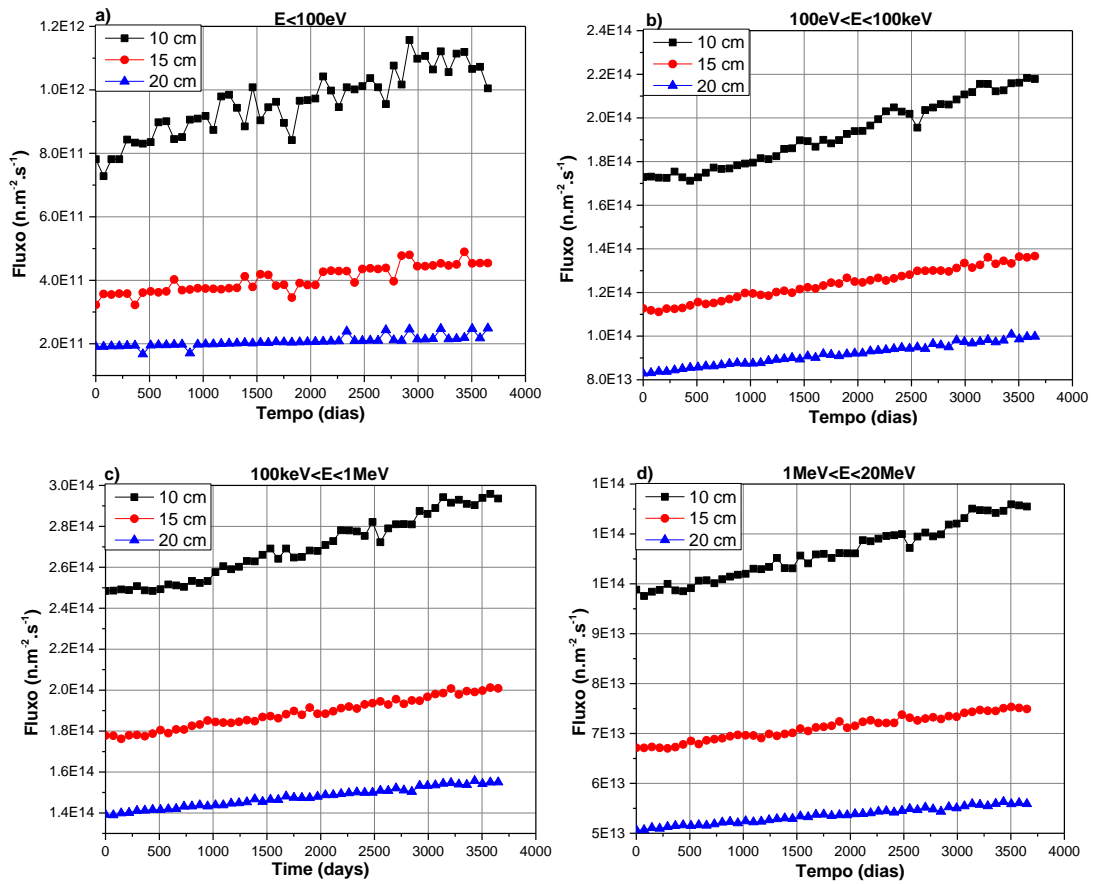


Figura 14 - Fluxo ao longo da queima para a variação das espessuras do Tokamak para o combustível diluído em urânio empobrecido e diferentes faixas de energia: a) $E < 10\text{keV}$; b) $100\text{eV} < E < 100\text{keV}$; c) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$; d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$

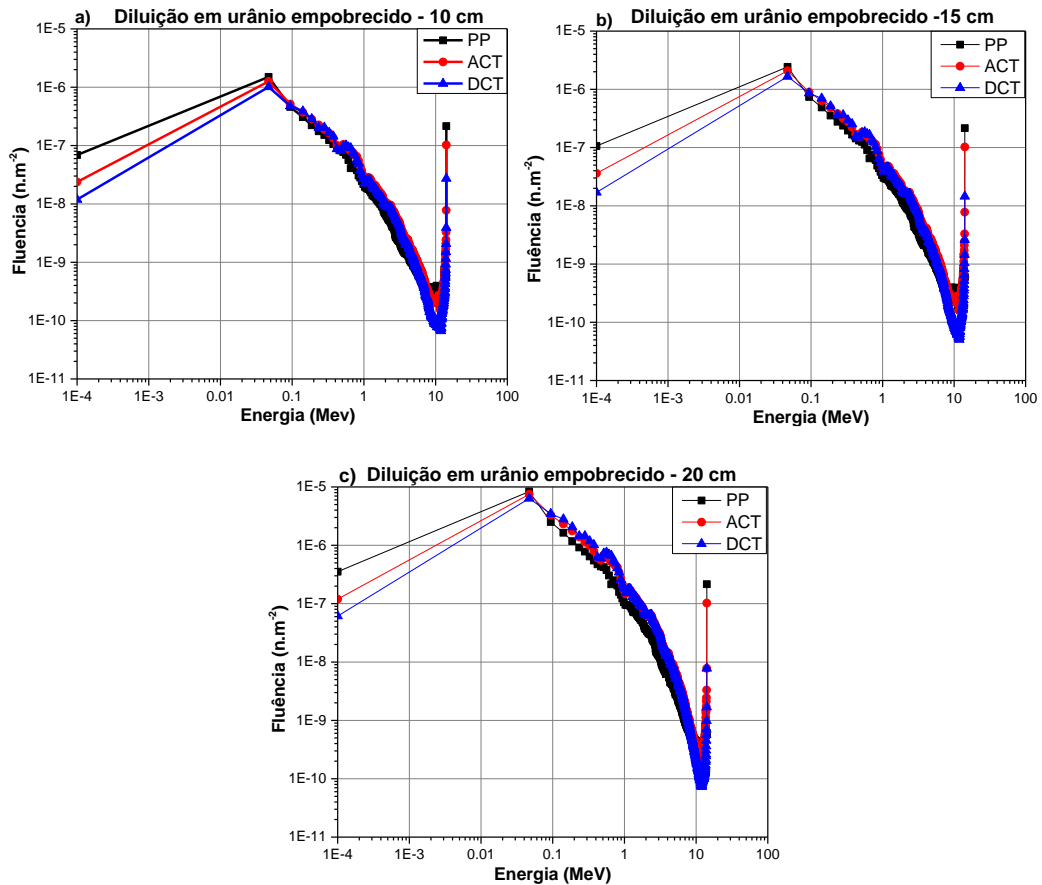


Figura 15 - Fluência para o Tokamak na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para a variação das espessuras para o combustível diluído em urânio empobrecido para as diferentes espessuras da camada transmutadora: a) 10 cm, b) 15cm e c) 20 cm

Para uma melhor representação em função da quantidade a ser representada, os resultados da transmutação dos núclídeos foram divididos em três figuras: uma com actinídeos menores com quantidades em toneladas, outra com actinídeos menores com quantidades em quilogramas e a última com os produtos de fissão gerados durante a fissão dos actinídeos. Na Figura 16 são mostradas a massa reduzida (-) e produzida (+) dos seguintes actinídeos com massas em toneladas: ^{241}Am , ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{237}Np e ^{238}U . Os núclídeos que sofreram redução foram: ^{238}U , ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu e ^{241}Pu .

A maior redução do ^{238}U foi para a espessura de 20 cm e a menor foi para 15 cm. Além do ^{238}U , os núclídeos que apresentaram maior quantidade de material reduzido foram o ^{239}Pu e ^{241}Pu . Do ponto de vista da seção de choque de fissão, ambos núclídeos tem uma maior seção de choque de fissão para nêutrons térmicos que para nêutrons rápidos, mas foram transmutados em grandes quantidades. Por outro lado,

também foram transmutados os nuclídeos ^{240}Pu e o ^{237}Np . A fissão destes nuclídeos na faixa rápida é maior que a absorção.

A Figura 16 também mostra a produção do ^{241}Am e ^{238}Pu . Uma das possibilidades de produção do amerício poderia ser a ocorrência de sucessivas capturas radiativas pelo ^{239}Pu , como mostrado na Eq. (19). A produção do ^{238}Pu provém em grande parte do ^{237}Np , como mostrado na Eq. (20), devido a que a seção de choque do ^{237}Np de captura radiativa ser alta para energias menores que 0.5MeV (International Atomic Energy Agency, 2015).

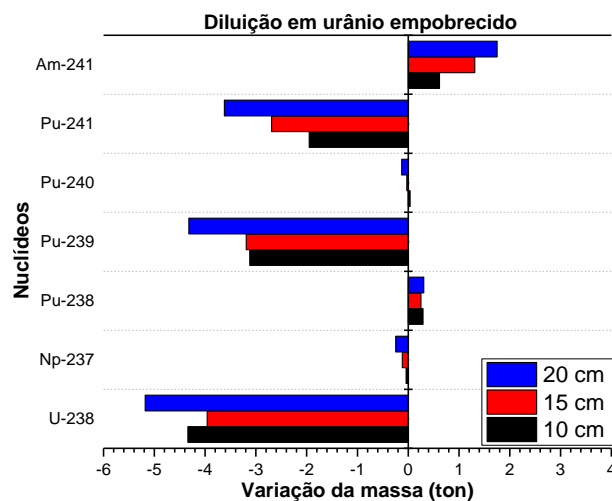
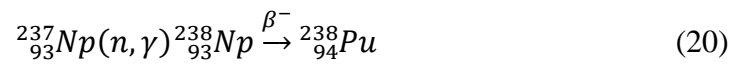
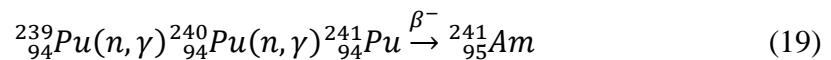


Figura 16 – Variação da massa em toneladas para a variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em urânio empobrecido.

Na Figura 17 é mostrada a redução (-) em quilogramas dos seguintes nuclídeos: ^{235}U , ^{242}Pu , ^{243}Cm e ^{246}Cm e produção (+) de: ^{237}U , ^{242}Am , ^{243}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm e ^{245}Cm . Em termos da quantidade de material absoluto, a maioria dos isótopos apresentam uma produção e redução maior para a espessura de 20 cm. Entretanto a maior produção de isótopos tais como o ^{244}Cm , ^{245}Cm e o ^{243}Am ocorre na camada de 10 cm. Para o ^{235}U e ^{242}Pu a camada de 10 cm apresenta maior redução que a camada

com 15 cm, mas não maior que a de 20 cm. Os produtos de fissão produzidos durante a queima são apresentados na Figura 18.

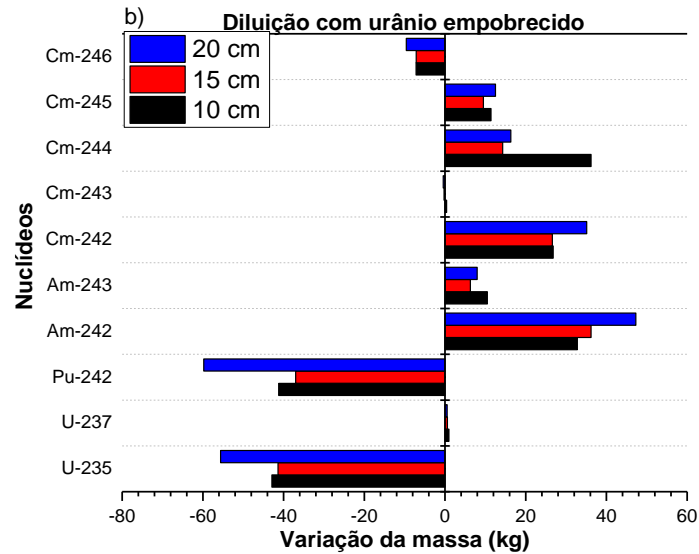


Figura 17 – Variação da massa em quilogramas para diferentes espessuras para o combustível diluído em urânio empobrecido

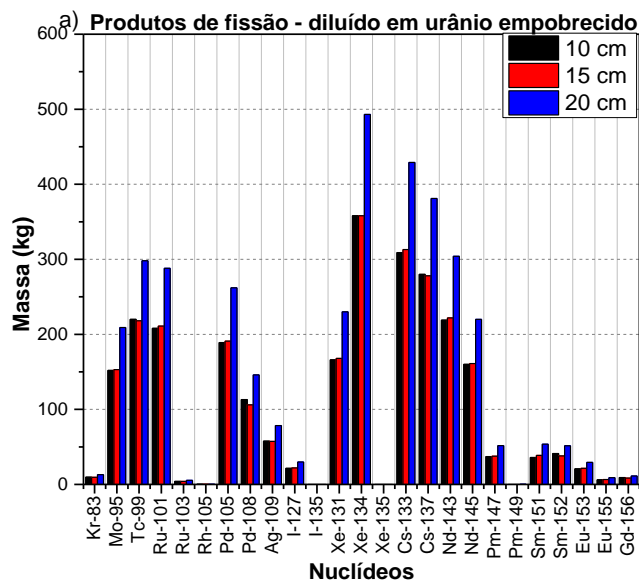


Figura 18 - Produtos de fissão para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em urânio empobrecido

4.1.1.2. Combustível reprocessado diluído em Tório

O fator de multiplicação no caso do combustível diluído em tório é apresentado na Figura 19. A Tabela 13 apresenta o k_{src} no início e no final da queima. A Tabela 14 apresenta o menor e maior erro relativo do k_{src} para as diferentes espessuras,

mantendo o raio constante, com a diluição em tório. Para a avaliação deste combustível foram acompanhados além dos nuclídeos acompanhados no combustível diluído em urânio empobrecido, outros nuclídeos que fazem parte do ciclo do tório que são ^{231}Pa , ^{233}Pa , ^{232}U e ^{233}U . Os fluxos na camada transmutadora para diferentes faixas de energia são apresentados na Figura 20. A fluência normalizada no sistema Tokamak para a primeira parede, antes e depois da camada transmutadora, é apresentado na Figura 21, para as três espessuras, com combustível reprocessado diluído em tório. Como apresentado na Figura 22, os nuclídeos com maior redução em valor absoluto foram o ^{239}Pu , ^{241}Pu e ^{232}Th . Este último nuclídeo é o único com comportamento regenerador, uma vez que produz ^{233}U . Além disso, ele é o nuclídeo com maior redução para espessuras menores. Comportamento similar é observado para a redução do ^{237}Np , e para a produção do ^{231}Pa e ^{238}Pu . Um dos nuclídeos com maior produção é o ^{233}U , proveniente da regeneração do ^{232}Th ao capturar um nêutron.

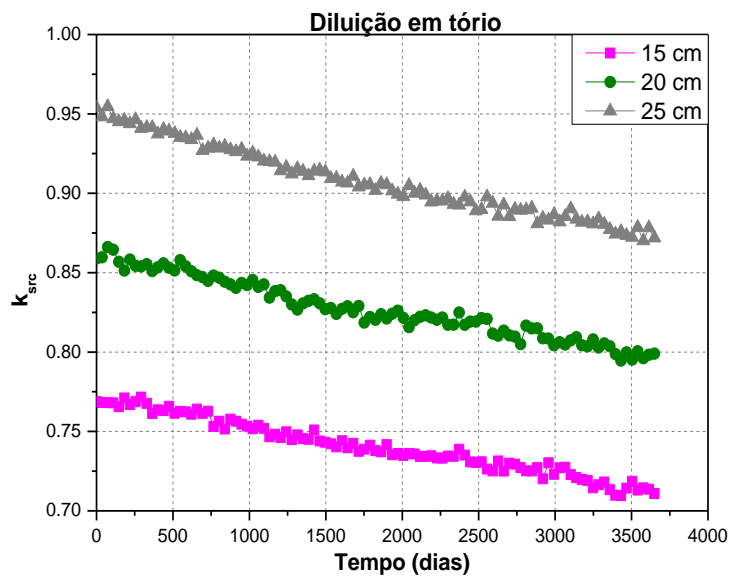


Figura 19 - Fator de multiplicação da fonte usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível diluído em tório.

Tabela 13 - Valor inicial e final do k_{src} usando diferentes espessuras e mantendo o raio constante para o combustível com diluição em tório

Espessura	15 cm	20 cm	25 cm
Valor do k_{src} no início da queima	0.76892	0.85886	0.95384
Valor do k_{src} no final da queima	0.71086	0.79902	0.87185

Tabela 14 - Erro relativo do k_{src} variando as espessuras e mantendo o raio constante na camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em tório durante a queima

Espessura	15 cm	20 cm	25 cm
Menor Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	5.26	3.97	2.15
Maior Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	6.09	5.10	4.01

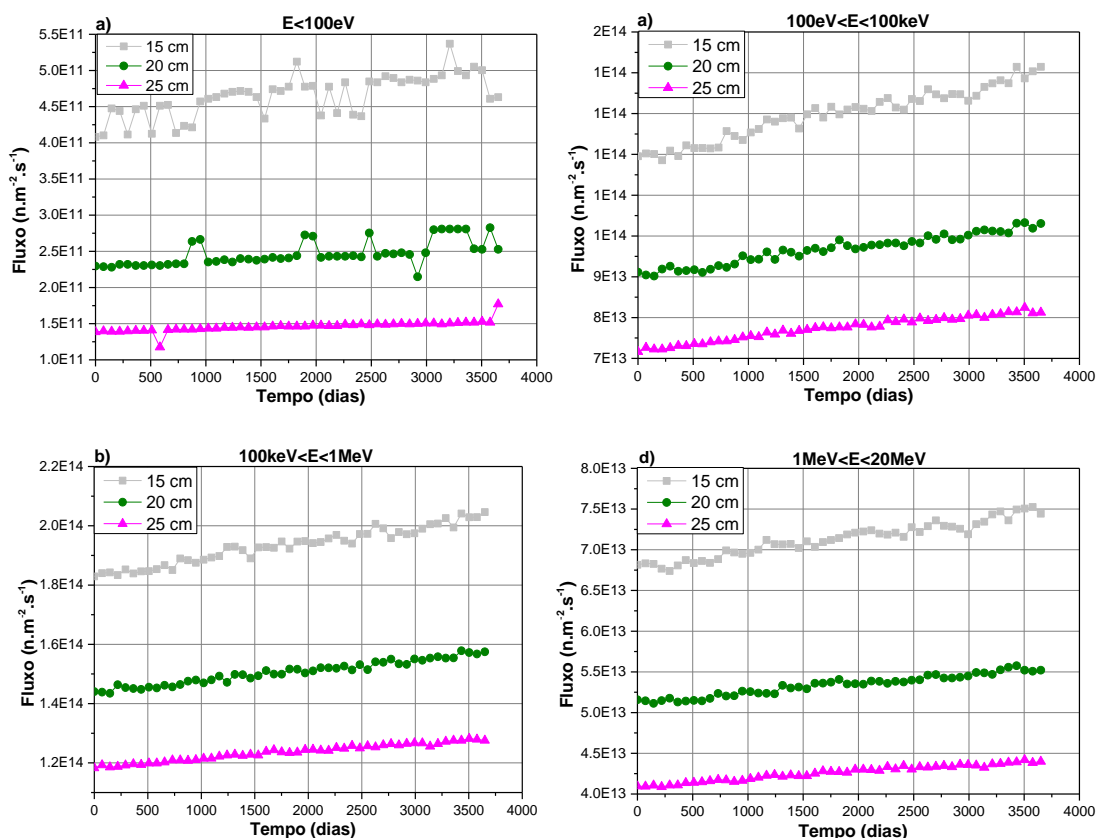


Figura 20 - Fluxo para a camada transmutadora do Tokamak ao longo da queima para a variação das espessuras para o combustível diluído em tório para as diferentes faixas de energia: a) $E < 10\text{keV}$, b) $100\text{eV} < E < 100\text{keV}$, c) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$ e d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$

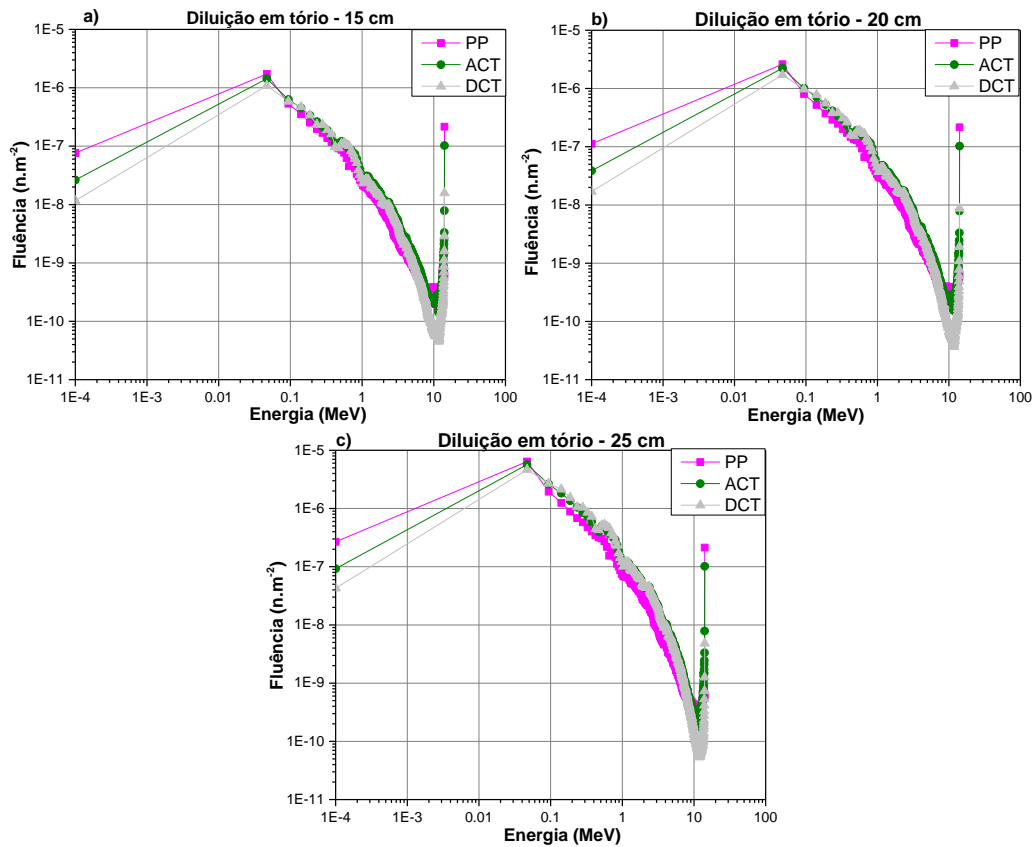


Figura 21 – Fluência no Tokamak para a primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para a variação das espessuras para o combustível diluído em tório para as diferentes espessuras da camada transmutadora: a) 15 cm, b) 20 cm e c) 25 cm

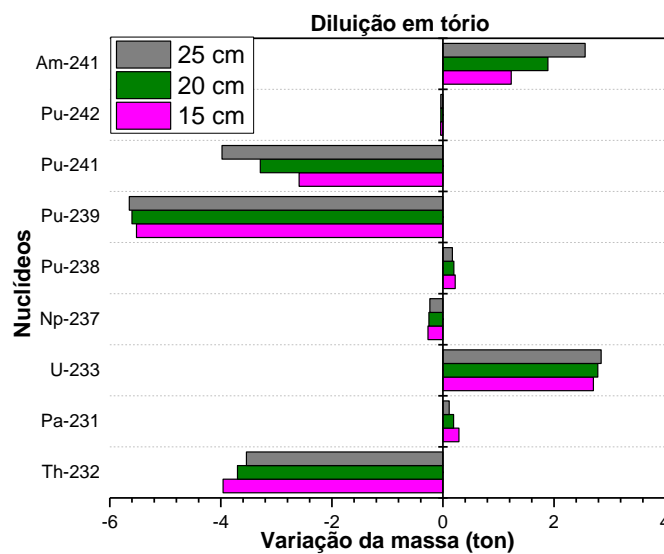


Figura 22 - Variação da massa em toneladas para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em tório.

A Figura 23 apresenta a transmutação dos actínídeos em quilogramas. Nesta figura verifica-se um comportamento diferenciado dependendo da espessura para os seguintes nuclídeos: ^{244}Cm , ^{232}U , ^{242}Pu e ^{243}Am . No caso do ^{244}Cm , ocorre produção para a camada de 15 cm e redução para a camada de 20 cm e 25 cm. Mas com o combustível diluído em urânio empobrecido, este nuclídeo não é transmutado e sim produzido. Outro nuclídeo com comportamento diferenciado é o ^{232}U cuja produção é maior para espessuras menores devido à uma maior quantidade de redução do ^{232}Th . No caso do ^{242}Pu a maior redução é alcançada para a camada de 15 cm enquanto com o combustível diluído em urânio empobrecido, a maior redução é para a camada com maior espessura. O ^{243}Am tem uma maior produção para menores espessuras. Finalmente, o ^{246}Cm tem uma baixa produção no caso deste combustível, mas é transmutado no combustível diluído em urânio empobrecido. Os produtos de fissão são apresentados na Figura 24, e pode-se ver que são produzidos em quantidades similares, apesar da diferença no volume de combustível segundo o material usado para a diluição.

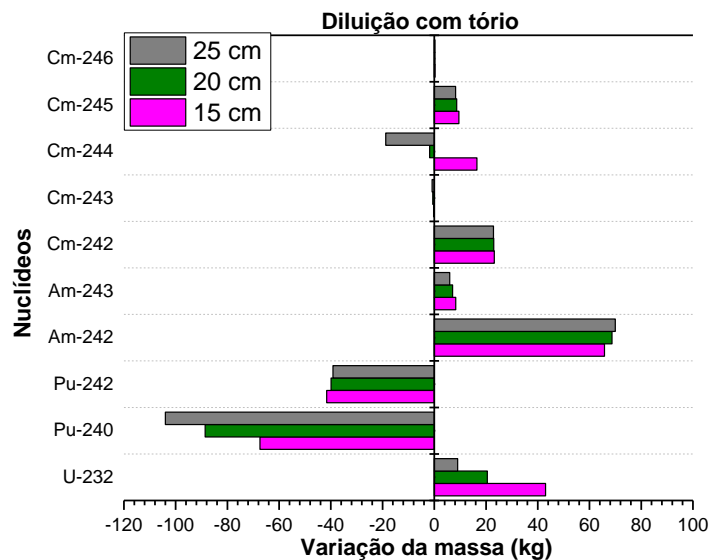


Figura 23 – Variação da massa em quilogramas para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível diluído em tório.

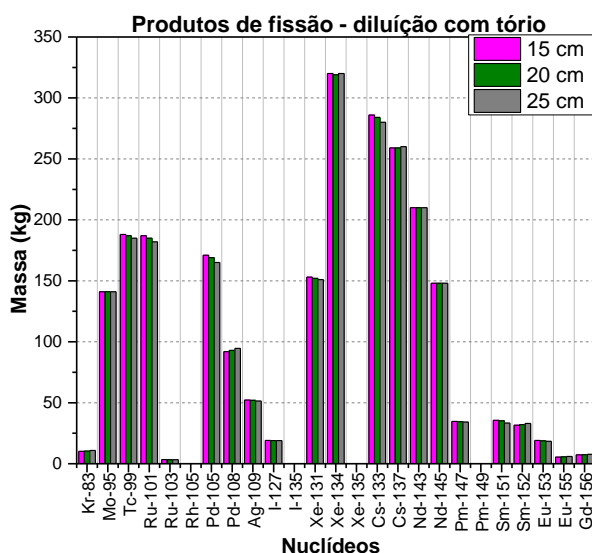


Figura 24 - Produtos de fissão para variação da espessura mantendo o raio das barras constantes para o combustível com diluição em tório.

4.1.1.3. Avaliação da Transmutação

A partir dos resultados apresentados anteriormente, foram analisadas as quantidades em porcentagem de material reduzido ou produzido do combustível diluído em tório e em urânio empobrecido. Os resultados são apresentados na Tabela 15. Pode-se ver que a maior redução e menor produção ocorreram para as espessuras menores em ambos combustíveis devido os nêutrons com altas energias são atenuados em menor quantidade. A porcentagem de redução também diminui ao aumentar a espessura da camada transmutadora para ambos combustíveis. As Tabelas 16, 17 e 18 apresentam a quantidade de material inicial e final e porcentagem de redução ou produção por actínio para as diferentes espessuras com os diferentes combustíveis.

Tabela 15. Porcentagem de redução ou produção de actínios variando as espessuras e mantendo o raio constante do Tokamak.

Espessura (cm)	Urânio empobrecido			Espessura (cm)	Tório		
	Quantidade inicial de Actínios (g)	Actínios Reduzidos (%)	Actínios Produzidos (%)		Quantidade inicial de Actínios (g)	Actínios Reduzidos (%)	Actínios Produzidos (%)
10	9.95E+07	9.60	1.07	15	1.42E+08	8,77	1.11
15	1.50E+08	6.72	1.1	20	1.73E+08	6,83	1.16
20	2.00E+08	6.81	1.09	25	2.38E+08	5,69	1.19

A redução de actínídeos no combustível diluído em tório é maior que no combustível diluído em urânio empobrecido, para as mesmas espessuras. A maior porcentagem de redução foi apresentada para a camada de 10 cm com combustível diluído em urânio empobrecido e de 15 cm para o combustível diluído em tório.

Tabela 16. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido (10 cm) e tório (15cm)

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem reduzida (-) ou produzida (+) (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem reduzida (-) ou produzida (+) (%)
²³² Th	-	-	-	9.64E+07	9.25E+07	-4.05
²³³ U	-	-	-	0	2.71E+06	
²³⁵ U	1.36E+05	9.27E+04	-31.84	-	-	-
²³⁸ U	6.76E+07	6.33E+07	-6.36	-	-	-
²³⁷ Np	1.04E+06	1.00E+06	-3.846	1.50E+06	1.23E+06	-18
²³⁸ Pu	5,52E+05	8.43E+05	+52.71	7.93E+05	1.01E+06	+27.36
²³⁹ Pu	1.61E+07	1.30E+07	-19.25	2.31E+07	1.76E+07	-23.81
²⁴⁰ Pu	6.75E+06	6.79E+06	+0.59	9.71E+06	9.64E+06	-0.72
²⁴¹ Pu	3.65E+06	1.70E+06	-53.42	5.25E+06	2.65E+06	-49.52
²⁴² Pu	1.92E+06	1.88E+06	-2.08	2.76E+06	2.72E+06	-1.45
²⁴¹ Am	1.12E+06	1.73E+06	+54.46	1.61E+06	2.83E+06	+75.78
²⁴² Am	2.99E+04	3.58E+04	+1097.32	4.29E+03	7.01E+04	+1534.03
²⁴³ Am	4.19E+05	4.30E+05	+2.62	6.03E+05	6.11E+05	+1.33
²⁴² Cm	2.42E+01	2.68E+04	+110644.00	3.48E+01	2.33E+04	+66854.02
²⁴³ Cm	1.29E+03	1.67E+03	+29.45	1.85E+03	1.60E+03	-13.51
²⁴⁴ Cm	9.67E+04	1.33E+05	+37.54	1.39E+05	1.56E+05	+12.23
²⁴⁵ Cm	5.10E+03	1.65E+04	+223.53	7.33E+03	1.68E+04	+129.20
²⁴⁶ Cm	6.56E+04	5.84E+04	-10.97	9.43E+02	1.27E+03	+34.68
Total	9.95E+07	9.10E+07	-8.46	1.42E+08	1.34E+08	-5.72

Tabela 17. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido (15 cm) e tório (20 cm)

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.29E+08	1.25E+08	-3.10
²³³ U	-	-	-	0	2.79E+06	
²³⁵ U	2.04E+05	1.63E+05	-20.09	-	-	-
²³⁸ U	1.02E+08	9.78E+07	-4.12	-	-	-
²³⁷ Np	1.57E+06	1.45E+06	-7.64	2.00E+06	1.75E+06	-12.50
²³⁸ Pu	8.30E+05	1.08E+06	+30.12	1.06E+06	1.26E+06	+18.87
²³⁹ Pu	2.42E+07	2.10E+07	-13.22	3.10E+07	2.54E+07	-18.06
²⁴⁰ Pu	1.02E+07	1.01E+07	-0.98	1.30E+07	1.29E+07	-0.77
²⁴¹ Pu	5.49E+06	2.80E+06	-48.99	7.02E+06	3.73E+06	-46.87
²⁴² Pu	2.89E+06	2.85E+06	-1.384083	3.69E+06	3.65E+06	-1.08
²⁴¹ Am	1.68E+06	2.99E+06	+77.97	2.15E+06	4.04E+06	+87.91
²⁴² Am	4.49E+03	4.07E+04	+806.46	5.74E+03	7.44E+04	+1196.17
²⁴³ Am	6.31E+05	6.37E+05	+0.95	8.06E+05	8.13E+05	+0.87
²⁴² Cm	3.64E+01	2.66E+04	72976.90	4.65E+01	2.31E+04	+49577.42
²⁴³ Cm	1.94E+03	1.69E+03	-12.88	2.47E+03	1.88E+03	-23.89
²⁴⁴ Cm	1.46E+05	1.60E+05	9.59	1.86E+05	1.84E+05	-1.08
²⁴⁵ Cm	7.67E+03	1.72E+04	124.25	9.80E+03	1.85E+04	+88.78
²⁴⁶ Cm	9.87E+00	9.15E+04	926952	1.26E+03	1.53E+03	+21.43
Total	1.50E+08	1.41E+08	-5.77	1.90E+08	1.82E+08	-4.37

Tabela 18. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido (20 cm) e tório (25 cm)

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.62E+08	1.58E+08	-2.47
²³³ U	-	-	-	0	2.85E+06	
²³⁵ U	2.73E+05	2.17E+05	-20.51	-	-	-
²³⁸ U	1.36E+08	1.31E+08	-3.67	-	-	-
²³⁷ Np	2.10E+06	1.85E+06	-11.90	2.51E+06	2.27E+06	-9.56
²³⁸ Pu	1.11E+06	1.41E+06	+27.02	1.33E+06	1.50E+06	+12.78
²³⁹ Pu	3.24E+07	2.81E+07	-13.27	3.88E+07	3.32E+07	-14.43
²⁴⁰ Pu	1.36E+07	1.35E+07	-0.73	1.63E+07	1.62E+07	-0.61
²⁴¹ Pu	7.34E+06	3.72E+06	-49.32	8.80E+06	4.82E+06	-45.23
²⁴² Pu	3.87E+06	3.81E+06	-1.55	4.63E+06	4.59E+06	-0.86
²⁴¹ Am	2.25E+06	4.00E+06	+77.77	2.69E+06	5.25E+06	+95.17
²⁴² Am	6.01E+03	5.33E+04	+786.85	7.20E+03	7.72E+04	+972.22
²⁴³ Am	8.44E+05	8.52E+05	+0.94	1.01E+06	1.02E+06	+0.99
²⁴² Cm	4.87E+01	3.52E+04	+72179.3	5.84E+01	2.29E+04	+39112.33
²⁴³ Cm	2.59E+03	2.15E+03	-16.98	3.10E+03	2.27E+03	-26.77
²⁴⁴ Cm	1.95E+05	2.11E+05	+8.20	2.33E+05	2.14E+05	-8.15
²⁴⁵ Cm	1.03E+04	2.27E+04	+120.38	1.23E+04	2.05E+04	+66.67
²⁴⁶ Cm	1.32E+05	1.22E+05	-7.57	1.58E+03	1.81E+03	+14.56
Total	2.00E+08	1.89E+08	-5.61	2.38E+08	2.30E+07	-3.48

4.1.2. Variação da razão volume do refrigerante e combustível (V_r/V_c)

Foram realizados os cálculos do fator de multiplicação da fonte variando a razão de volume entre o refrigerante e o combustível para a diluição em tório e em urânio empobrecido com a finalidade de avaliar a evolução do k_{src} durante a queima. A variação da razão volume do refrigerante e combustível foi realizada variando-se as espessuras da camada transmutadora e o raio da barra de combustível para atingir o k_{src} proposto.

4.1.2.1. Combustível reprocessado diluído em urânio empobrecido

Os fatores de multiplicação da fonte para todas as espessuras têm um comportamento semelhante, como mostrado na Figura 25. O k_{src} no final dos 10 anos de queima se encontra ao redor de $k_{src} \approx 0.83$ e 0.85 . A Tabela 19 apresenta o k_{src} no início e no final da queima. A Tabela 20 apresenta o menor e maior erro relativo do k_{src} para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

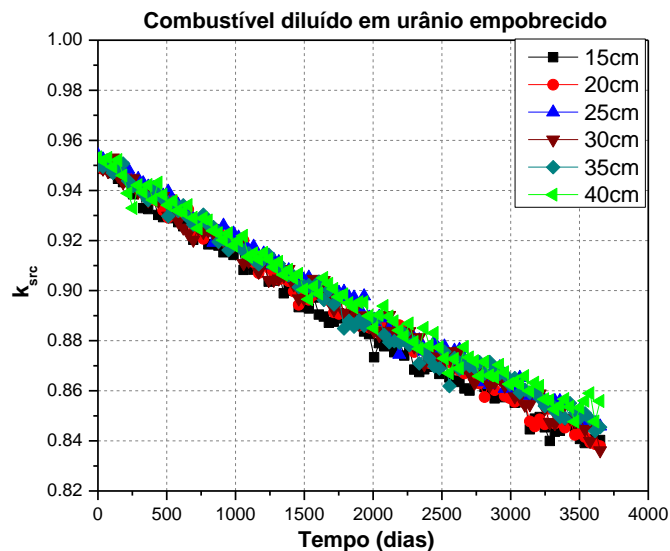


Figura 25 - Fator de multiplicação da fonte na camada transmutadora do Tokamak para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

As Figura 26 a, b, c, d. apresentam os fluxos para as diferentes espessuras da camada transmutadora para o combustível diluído em urânio empobrecido. Do mesmo modo

que nos casos anteriores, os fluxos maiores são para as camadas com menor espessura. Devido a potência de fissão é a mesma para todas as espessuras, as espessuras mais finas precisam de fluxos maiores para manter a mesma potência que as outras espessuras com maior combustível. A fluência para o Tokamak na primeira parede, antes e depois da camada transmutadora, para as diferentes espessuras, são apresentadas nas Figuras 27 a, b, c, d, e, f. Por causa do aumento das espessuras, a fluência para os nêutrons com 14.1 MeV de energia diminui ao aumentar a espessura.

Tabela 19 - Valor inicial e final do k_{src} para as diferentes razões de V_f/V_c com diluição em urânio empobrecido

Espessura	15 cm	20 cm	25 cm	30 cm	35 cm	40 cm
Valor do k_{src} no início da queima	0.95044	0.95225	0.95417	0.95004	0.95003	0.95322
Valor do k_{src} no final da queima	0.84031	0.8379	0.8458	0.83613	0.84544	0.85588

Tabela 20 - Erro relativo do k_{src} para as diferentes razões V_f/V_c da camada transmutadora do sistema Tokamak para o combustível com diluição em urânio empobrecido durante a queima

Espessura	15 cm	20 cm	25 cm	30 cm	35 cm	40 cm
Menor Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	2.21	2.23	2.2	2.19	2.33	2.16
Maior Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	4.42	4.68	4.41	4.62	4.52	4.42

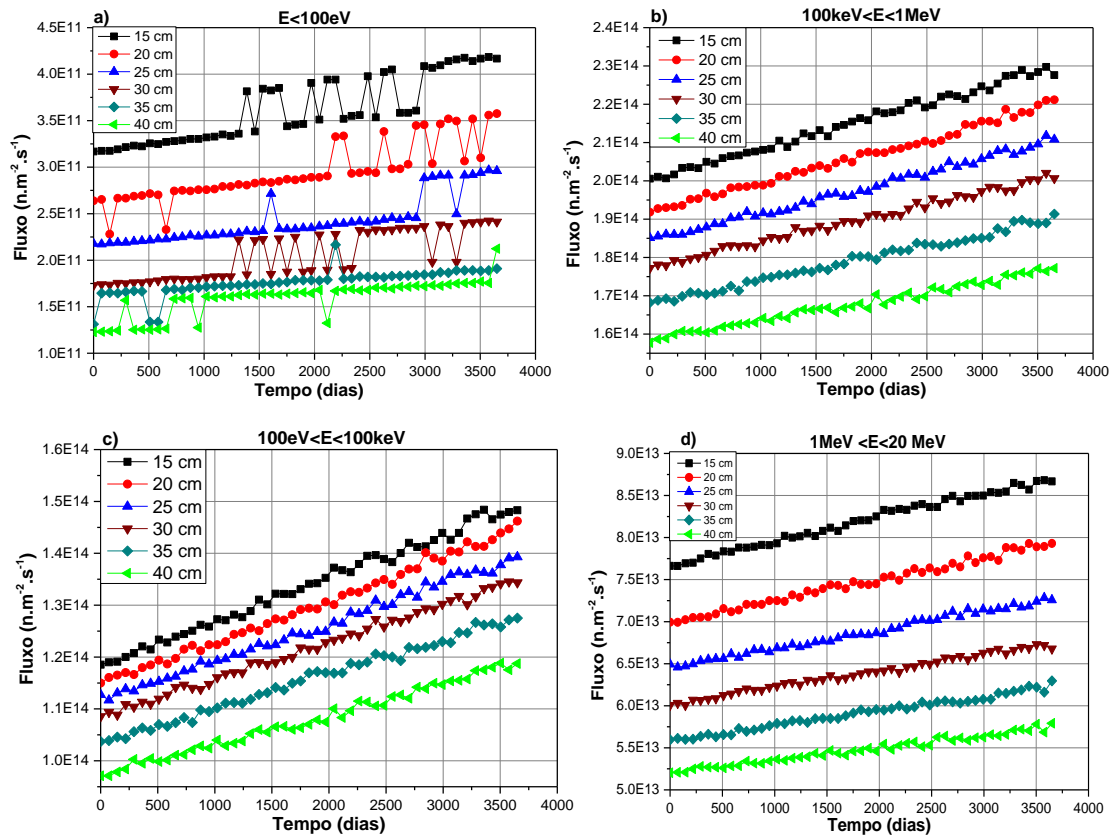


Figura 26 – Fluxo na camada transmutadora do Tokamak ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c para o combustível diluído em urânio empobrecido para as faixas de energia: a) $E < 10\text{keV}$; b) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$; c) $100\text{keV} < E < 100\text{keV}$; d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$

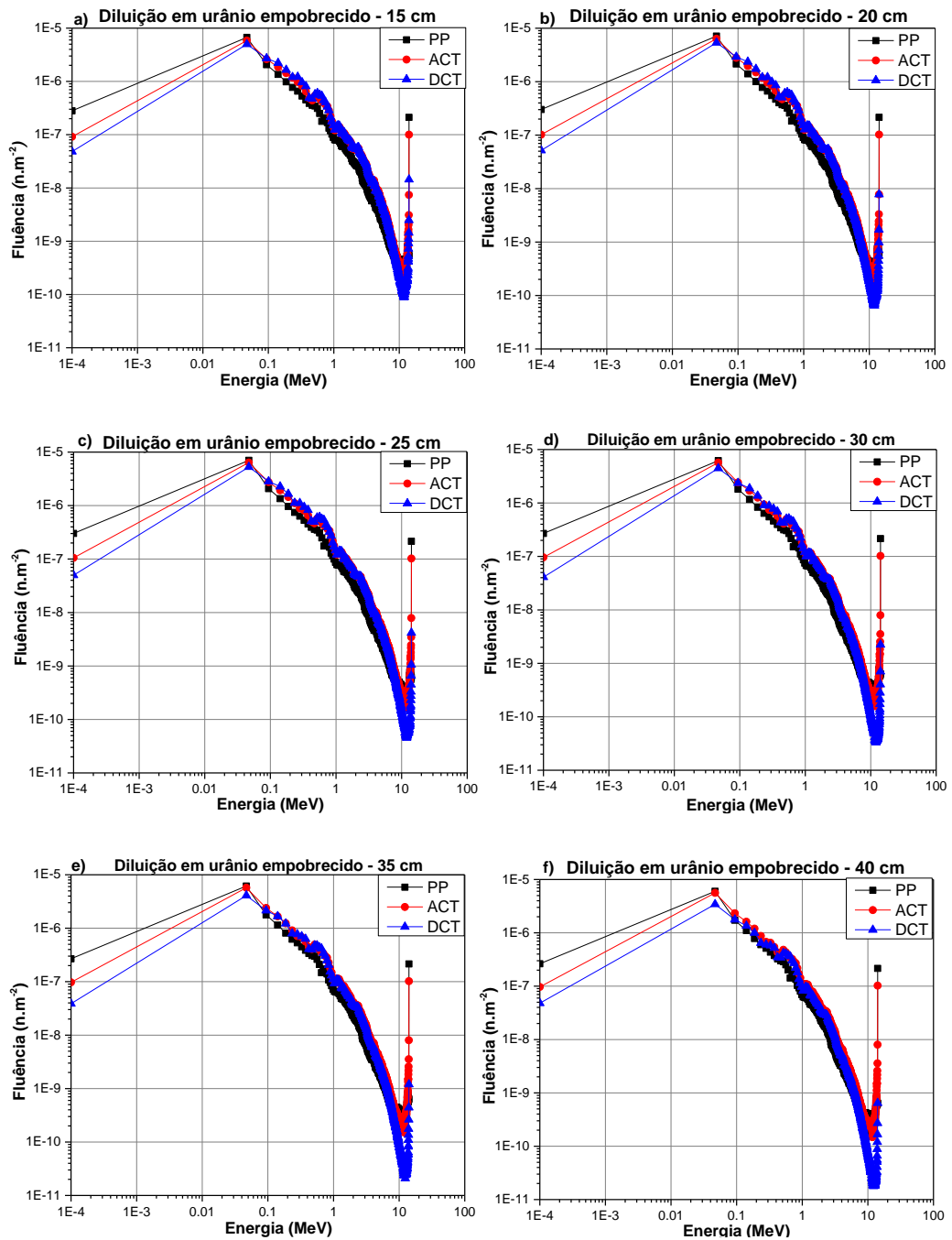


Figura 27 - Fluência na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para as diferentes razões V_T/V_C para o combustível diluído em urânio empobrecido para as espessuras da camada transmutadora do Tokamak: a) 15 cm, b) 20 cm, c) 25 cm, d) 30 cm, e) 35 cm e f) 40 cm

O comportamento esperado para este tipo de estudo é ter uma maior redução ou produção para as camadas com maior espessura. No entanto, para a camada de 15 cm, o ^{238}U tem uma redução um pouco maior do que para outras camadas, como

apresentado na Figura 28. Para o restante dos nuclídeos, o comportamento é como esperado. Por outro lado, na Figura 29 pode-se observar uma redução maior tanto do ^{242}Pu como do ^{246}Cm , para camadas com menor espessura. Foram seguidos 17 nuclídeos, dos quais 9 foram reduzidos e os outros 8 foram produzidos.

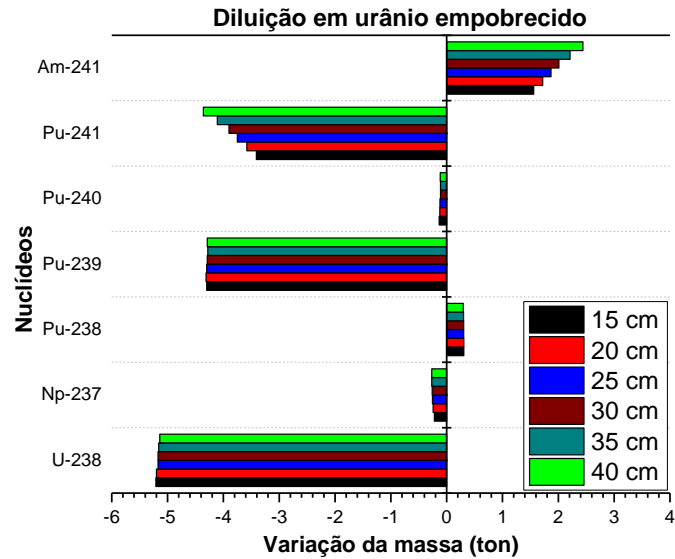


Figura 28 – Variação da massa em toneladas para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

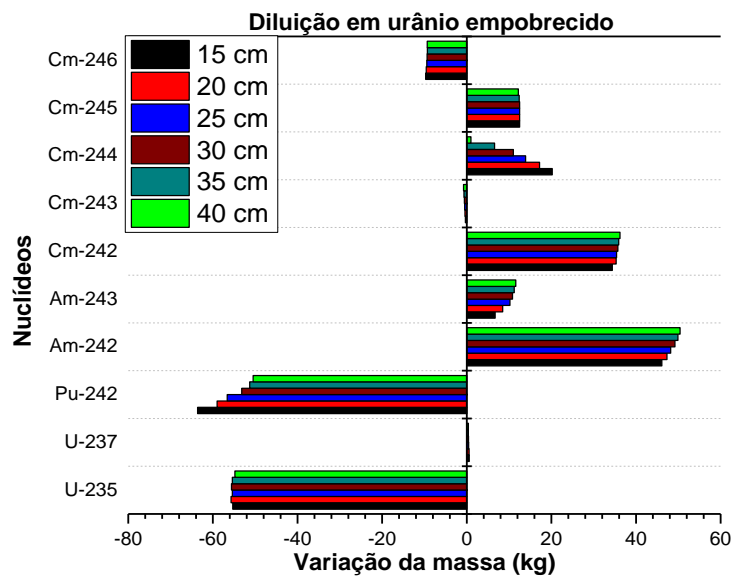


Figura 29 – Variação da massa e produzida em quilogramas para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

4.1.2.2. Combustível reprocessado diluído em tório

Na Figura 30, se apresenta o fator de multiplicação da fonte para as diferentes espessuras. Em contraste com o combustível diluído em urânio empobrecido, a camada de menor espessura para este combustível foi de 20 cm, uma vez que usando 15 cm de espessura não se conseguiu obter no início da queima um fator multiplicador da fonte próximo a $k_{src} \approx 0.95$. Após os 10 anos de queima para as diferentes espessuras, o fator de multiplicação da fonte ficou entre $k_{src} \approx 0.85-0.86$. A Tabela 21 apresenta o k_{src} no início e no final da queima. A Tabela 22 apresenta o menor e o maior erro relativo para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.

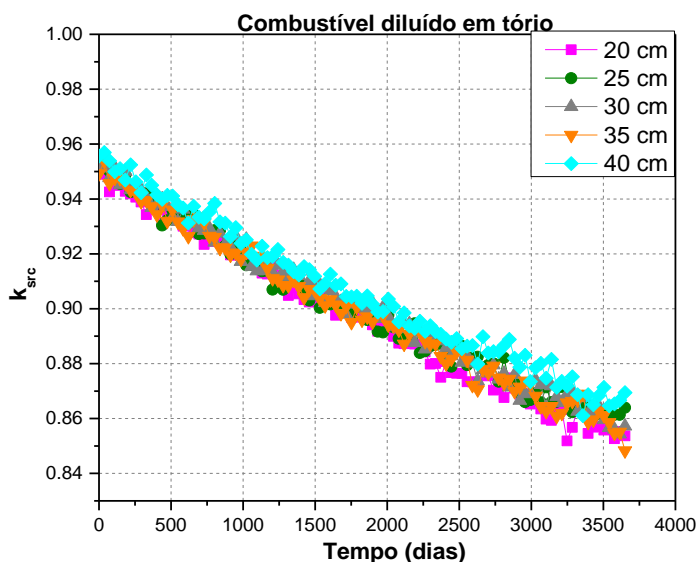


Figura 30 - Fator de multiplicação da fonte para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.

Tabela 21 - Valor inicial e final do k_{src} para as diferentes razões de V_r/V_c com diluição em tório

Espessura	20 cm	25 cm	30 cm	35 cm	40 cm
Valor do k_{src} no início da queima	0.95384	0.952	0.94924	0.95569	0.95098
Valor do k_{src} no final da queima	0.86393	0.85722	0.8483	0.86945	0.85368

Tabela 22 - Erro relativo do k_{src} para as diferentes razões V_f/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição em tório

Espessura	20 cm	25 cm	30 cm	35 cm	40 cm
Menor Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	2.23	2.1	2.24	2.14	2.11
Maior Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	4.49	4.15	4.17	4.35	4.35

Os fluxos para as diferentes faixas de energia para cada espessura e combustível diluído em tório são apresentados nas Figuras 31 a, b, c, d. Por outro lado, as fluências no sistema Tokamak usando o combustível diluído em tório são apresentadas nas Figuras 32 a, b, c, d, e. Do mesmo modo que no caso anterior, com o combustível diluído em urânio empobrecido, os nêutrons com 14.1 MeV de energia diminuem com o aumento da espessura.

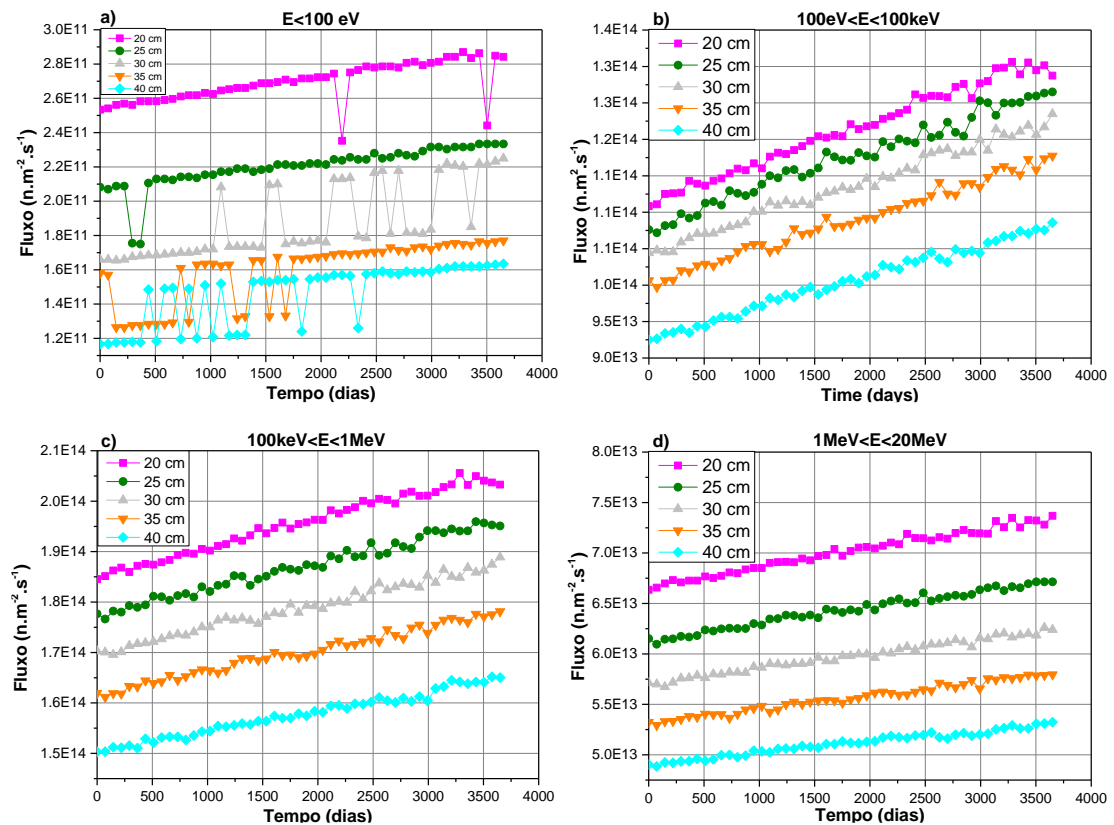


Figura 31 - Fluxo ao longo da queima para as diferentes razões V_f/V_c da camada transmutadora do Tokamak para o combustível com diluição tório para as faixas de energia: a) $E < 10 \text{ keV}$, b) $100 \text{ eV} < E < 100 \text{ keV}$, c) $100 \text{ keV} < E < 1 \text{ MeV}$, d) $1 \text{ MeV} < E < 20 \text{ MeV}$

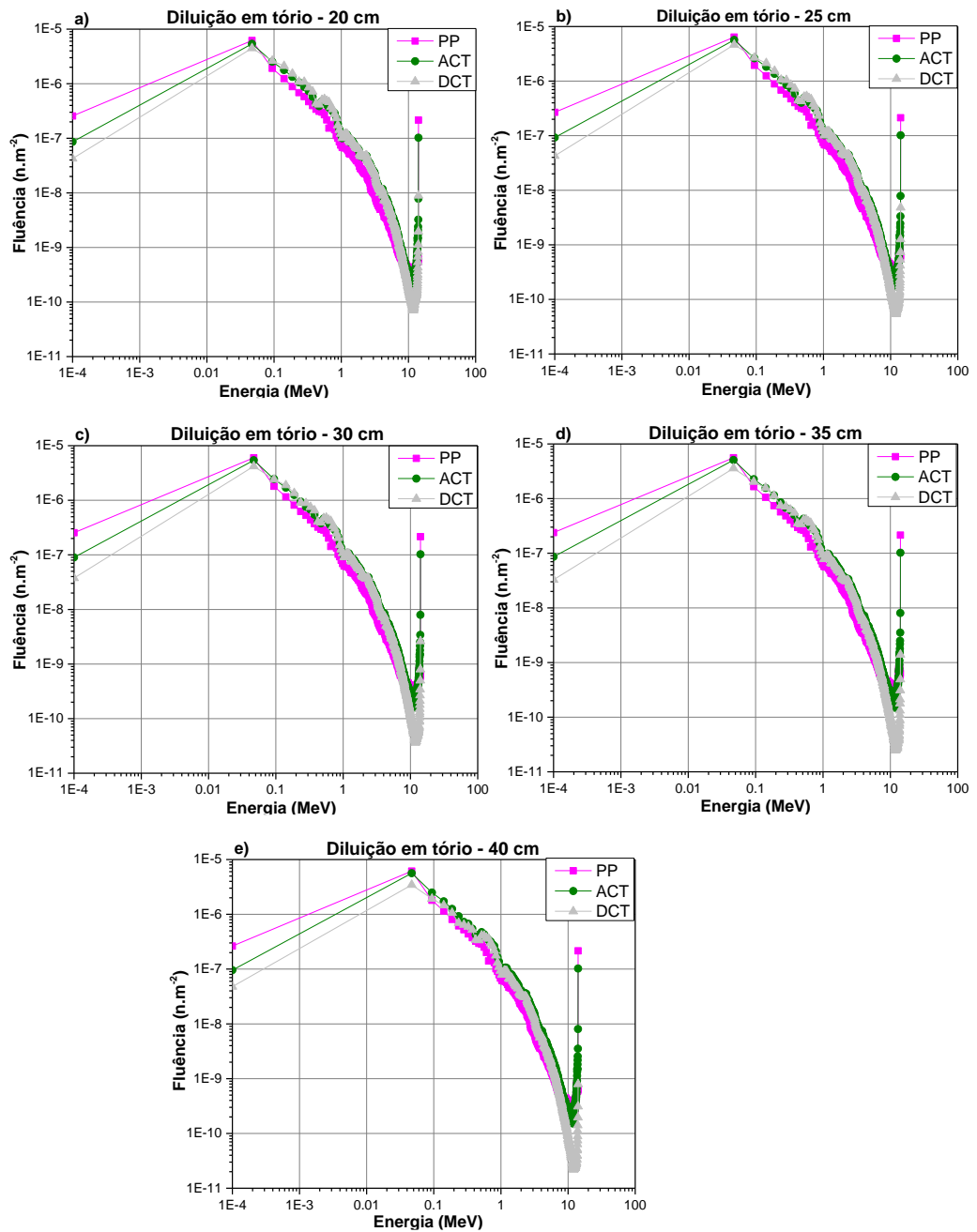


Figura 32 - Fluência na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT) e depois da camada transmutadora (DCT) para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora no Tokamak para o combustível diluído em tório para as espessuras da camada transmutadora: a) 20 cm, b) 25 cm, c) 30 cm, d) 35 cm e e) 40 cm

Nas Figuras 33 e 34 se apresentam os nuclídeos que foram considerados no combustível. Para o ^{232}U encontra-se uma maior produção para espessuras menores provenientes de ^{232}Th que foi reduzido na mesma proporção para as diferentes razões. Assim como a redução é maior para espessuras menores para o ^{242}Pu . Outro comportamento não esperado é a redução do ^{244}Cm só para a camada de 40 cm de

espessura, que reduz mais quantidade deste nuclídeo, enquanto que para as outras espessuras, este nuclídeo é mais produzido que reduzido.

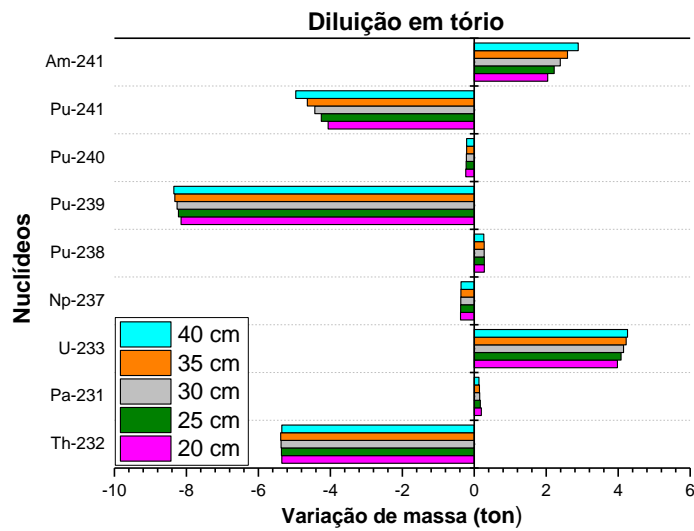


Figura 33 – Variação de massa em toneladas as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.

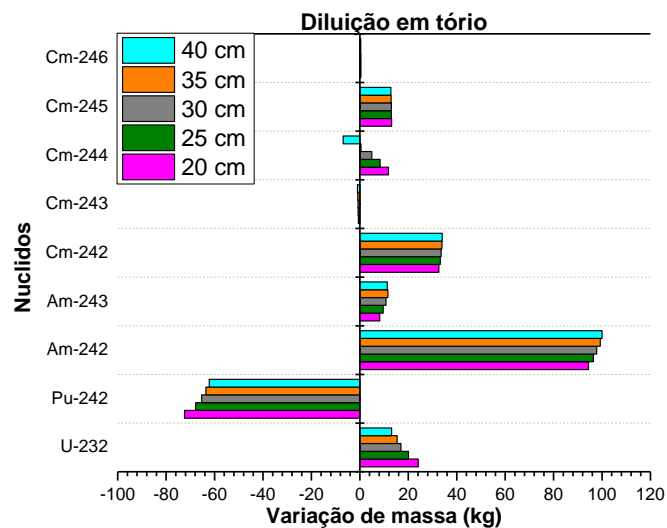


Figura 34 – Variação de massa em quilogramas para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora para o combustível com diluição em tório.

4.1.2.3. Avaliação da massa reduzida e produzida

Também neste caso, as camadas com espessuras mais finas têm uma maior redução e uma menor produção de actínídeos menores, como mostrado na Tabela 23. O combustível diluído em tório apresenta uma maior redução que o combustível diluído em urânio empobrecido para todas as espessuras. A maior porcentagem de redução

acontece para o combustível diluído em tório para a espessura de 20 cm, a menor produção de actínidos do combustível diluído em urânio empobrecido foi para a camada de 15 cm. As Tabelas 24, 25, 26, 27, 28 e 29, apresentam a redução para cada actínido para os combustíveis estudados.

Tabela 23. Porcentagem de redução e produção de actínidos variando as espessuras e os raios das barras.

Espessura (cm)	Urânio empobrecido			Espessura (cm)	Tório		
	Quantidade inicial de Actínidos (g)	Actínidos Reduzidos (%)	Actínidos Produzidos (%)		Quantidade inicial de Actínidos (g)	Actínidos Reduzidos (%)	Actínidos Produzidos (%)
15	1.85E+08	7.23	1.07	-	-	-	-
20	1.97E+08	6.88	1.09	20	2.25E+08	8.11	1.10
25	2.09E+08	6.57	1.10	25	2.38E+08	7.76	1.12
30	2.19E+08	6.32	1.11	30	2.50E+08	7.50	1.13
35	2.34E+08	6.00	1.12	35	2.65E+08	7.17	1.14
40	2.51E+08	5.68	1.13	40	2.87E+08	6.73	1.15

Tabela 24. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido para a espessura de 15 cm

Isótopo	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³⁵ U	2.53E+05	1.99E+05	-21.34
²³⁸ U	1.26E+08	1.21E+08	-3.97
²³⁷ Np	1.94E+06	1.73E+06	-10.82
²³⁸ Pu	1.03E+06	1.33E+06	+29.13
²³⁹ Pu	3.00E+07	2.58E+07	-14.00
²⁴⁰ Pu	1.26E+07	1.25E+07	-0.79
²⁴¹ Pu	6.81E+06	3.45E+06	-49.34
²⁴² Pu	3.59E+06	3.52E+06	-1.95
²⁴¹ Am	2.08E+06	3.63E+06	+74.52
²⁴² Am	5.57E+03	5.07E+04	+810.23
²⁴³ Am	7.83E+05	7.89E+05	+0.77
²⁴² Cm	4.52E+01	3.42E+04	+75563.72
²⁴³ Cm	2.40E+03	2.06E+03	-14.17
²⁴⁴ Cm	1.80E+05	2.00E+05	+11.11
²⁴⁵ Cm	9.51E+03	2.18E+04	+129.23
²⁴⁶ Cm	1.22E+05	1.13E+05	-7.38
Total	1.85E+08	1.74E+08	-5.93

Tabela 25. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 20 cm

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.53E+08	1.47E+08	-3.92
²³³ U	-	-	-	0	3.91E+06	2.56
²³⁵ U	2.69E+05	2.15E+05	-20.07	-	-	-
²³⁸ U	1.34E+08	1.29E+08	-3.73	-	-	-
²³⁷ Np	2.07E+06	1.83E+06	-11.59	2.37E+06	1.99E+06	-16.03
²³⁸ Pu	1.10E+06	1.40E+06	+27.27	1.25E+06	1.53E+06	+22.40
²³⁹ Pu	3.20E+07	2.78E+07	-13.125	3.66E+07	2.86E+07	-21.86
²⁴⁰ Pu	1.34E+07	1.33E+07	-0.74	1.54E+07	1.51E+07	-1.95
²⁴¹ Pu	7.25E+06	3.72E+06	-48.68	8.30E+06	4.30E+06	-48.19
²⁴² Pu	3.82E+06	3.76E+06	-1.57	4.37E+06	4.30E+06	-1.60
²⁴¹ Am	2.22E+06	3.92E+06	+76.57	2.54E+06	4.56E+06	+79.53
²⁴² Am	5.93E+03	5.21E+04	+778.58	6.79E+03	9.91E+04	+1359.50
²⁴³ Am	8.33E+05	8.41E+05	+0.96	9.54E+05	9.62E+05	+0.84
²⁴² Cm	4.81E+01	3.50E+04	+72665.10	5.51E+01	3.25E+04	+58883.67
²⁴³ Cm	2.56E+03	2.13E+03	-16.79	2.93E+03	2.29E+03	-21.84
²⁴⁴ Cm	1.92E+05	2.09E+05	+8.85	2.20E+05	2.31E+05	+5.00
²⁴⁵ Cm	1.01E+04	2.24E+04	+121.78	1.16E+04	2.44E+04	+110.34
²⁴⁶ Cm	1.30E+05	1.21E+05	-6.92	1.49E+03	1.90E+03	+27.52
Total	1.97E+08	1.86E+08	-5.61	2.25E+08	2.13E+08	-5.50

Tabela 26. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 25 cm

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.62E+08	1.56E+08	-3.70
²³³ U	-	-	-	0	4.08E+06	2.52
²³⁵ U	2.85E+05	2.29E+05	-19.65	-	-	-
²³⁸ U	1.42E+08	1.37E+08	-3.52	-	-	-
²³⁷ Np	2.19E+06	1.93E+06	-11.87	2.51E+06	2.13E+06	-15.14
²³⁸ Pu	1.16E+06	1.46E+06	+25.86	1.33E+06	1.61E+06	+21.05
²³⁹ Pu	3.38E+07	2.95E+07	-12.72	3.88E+07	3.06E+07	-21.13
²⁴⁰ Pu	1.42E+07	1.41E+07	-0.704	1.63E+07	1.60E+07	-1.84
²⁴¹ Pu	7.67E+06	3.92E+06	-48.89	8.80E+06	4.54E+06	-48.41
²⁴² Pu	4.04E+06	3.98E+06	-1.48	4.63E+06	4.56E+06	-1.51
²⁴¹ Am	2.35E+06	4.21E+06	+79.14	2.69E+06	4.91E+06	+82.53
²⁴² Am	6.27E+03	5.44E+04	+767.62	7.20E+03	1.04E+05	+1344.44
²⁴³ Am	8.81E+05	8.91E+05	+1.13	1.01E+06	1.02E+06	+0.99
²⁴² Cm	5.09E+01	3.55E+04	+69644.60	5.84E+01	3.33E+04	+56920.55
²⁴³ Cm	2.70E+03	2.19E+03	-18.88	3.10E+03	2.38E+03	-23.23
²⁴⁴ Cm	2.03E+05	2.17E+05	+6.89	2.33E+05	2.41E+05	+3.43
²⁴⁵ Cm	1.07E+04	2.32E+04	+116.82	1.23E+04	2.53E+04	+105.69
²⁴⁶ Cm	1.38E+05	1.28E+05	-7.24	1.58E+03	2.00E+03	+26.58
Total	2.09E+08	1.98E+08	-5.38	2.38E+08	2.26E+08	-5.23

Tabela 27. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 30 cm

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.70E+08	1.65E+08	-2.94
²³³ U	-	-	-	0	4.15E+06	2.44
²³⁵ U	2.99E+05	2.44E+05	-18.39	-	-	-
²³⁸ U	1.49E+08	1.44E+08	-3.36	-	-	-
²³⁷ Np	2.30E+06	2.04E+06	-11.30	2.64E+06	2.26E+06	-14.39
²³⁸ Pu	1.22E+06	1.52E+06	+24.59	1.40E+06	1.67E+06	+19.29
²³⁹ Pu	3.55E+07	3.13E+07	-11.83	4.08E+07	3.25E+07	-20.34
²⁴⁰ Pu	1.49E+07	1.48E+07	-0.67	1.71E+07	1.69E+07	-1.17
²⁴¹ Pu	8.06E+06	4.16E+06	-48.39	9.24E+06	4.82E+06	-47.84
²⁴² Pu	4.24E+06	4.19E+06	-1.18	4.87E+06	4.80E+06	-1.44
²⁴¹ Am	2.47E+06	4.48E+06	+81.38	2.83E+06	5.22E+06	+84.45
²⁴² Am	6.59E+03	5.57E+04	+745.22	7.57E+03	1.05E+05	+1287.05
²⁴³ Am	9.26E+05	9.37E+05	+1.19	1.06E+06	1.07E+06	+0.94
²⁴² Cm	5.35E+01	3.58E+04	+66815.89	6.13E+01	3.36E+04	+54712.40
²⁴³ Cm	2.84E+03	2.27E+03	-20.07	3.26E+03	2.47E+03	-24.23
²⁴⁴ Cm	2.14E+05	2.24E+05	+4.67	2.45E+05	2.50E+05	+2.04
²⁴⁵ Cm	1.13E+04	2.38E+04	+110.62	1.29E+04	2.59E+04	+100.78
²⁴⁶ Cm	1.45E+05	1.35E+05	-6.90	1.66E+03	2.07E+03	+24.70
Total	2.19E+08	2.08E+08	-5.08	2.50E+08	2.39E+08	-4.56

Tabela 28. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 35 cm

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.80E+08	1.74E+08	-3.33
²³³ U	-	-	-	0	4.22E+06	2.34
²³⁵ U	3.19E+05	2.63E+05	-17.55	-	-	-
²³⁸ U	1.59E+08	1.54E+08	-3.14	-	-	-
²³⁷ Np	2.45E+06	2.18E+06	-11.02	2.79E+06	2.42E+06	-13.26
²³⁸ Pu	1.30E+06	1.60E+06	+23.08	1.48E+06	1.75E+06	+18.24
²³⁹ Pu	3.79E+07	3.36E+07	-11.35	4.32E+07	3.49E+07	-19.21
²⁴⁰ Pu	1.59E+07	1.58E+07	-0.63	1.81E+07	1.79E+07	-1.10
²⁴¹ Pu	8.58E+06	4.47E+06	-47.90	9.79E+06	5.15E+06	-47.40
²⁴² Pu	4.52E+06	4.47E+06	-1.11	5.15E+06	5.09E+06	-1.17
²⁴¹ Am	2.63E+06	4.83E+06	+83.65	2.99E+06	5.58E+06	+86.62
²⁴² Am	7.02E+03	5.70E+04	+711.97	8.01E+03	1.07E+05	+1235.83
²⁴³ Am	9.86E+05	9.97E+05	+1.12	1.12E+06	1.14E+06	+1.79
²⁴² Cm	5.69E+01	3.60E+04	+63168.89	6.49E+01	3.40E+04	+52288.29
²⁴³ Cm	3.03E+03	2.37E+03	-21.78	3.45E+03	2.58E+03	-25.22
²⁴⁴ Cm	2.27E+05	2.34E+05	+3.08	2.59E+05	2.60E+05	+0.39
²⁴⁵ Cm	1.20E+04	2.43E+04	+102.50	1.37E+04	2.66E+04	+94.16
²⁴⁶ Cm	1.54E+05	1.45E+05	-5.84	1.76E+03	2.16E+03	+22.73
Total	2.34E+08	2.23E+08	-4.82	2.65E+08	2.53E+08	-4.65

Tabela 29. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para a espessura de 40 cm

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	1.95E+08	1.90E+08	-2.56
²³³ U	-	-	-	0	4.26E+06	2.18
²³⁵ U	3.42E+05	2.87E+05	-16.08	-	-	-
²³⁸ U	1.71E+08	1.66E+08	-2.92	-	-	-
²³⁷ Np	2.63E+06	2.36E+06	-10.27	3.03E+06	2.66E+06	-12.21
²³⁸ Pu	1.39E+06	1.69E+06	+21.58	1.60E+06	1.87E+06	+16.88
²³⁹ Pu	4.06E+07	3.63E+07	-10.59	4.68E+07	3.84E+07	-17.95
²⁴⁰ Pu	1.70E+07	1.69E+07	-0.59	1.96E+07	1.94E+07	-1.02
²⁴¹ Pu	9.21E+06	4.86E+06	-47.23	1.06E+07	5.64E+06	-46.79
²⁴² Pu	4.85E+06	4.80E+06	-1.03	5.58E+06	5.52E+06	-1.08
²⁴¹ Am	2.82E+06	5.26E+06	+86.52	3.24E+06	6.14E+06	+89.51
²⁴² Am	7.54E+03	5.80E+04	+669.23	8.67E+03	1.09E+05	+1157.21
²⁴³ Am	1.06E+06	1.07E+06	+0.94	1.22E+06	1.23E+06	+0.82
²⁴² Cm	6.11E+01	3.62E+04	+59147.14	7.03E+01	3.41E+04	+48406.40
²⁴³ Cm	3.25E+03	2.49E+03	-23.38	3.74E+03	2.75E+03	-26.47
²⁴⁴ Cm	2.44E+05	2.45E+05	+0.41	2.81E+05	2.74E+05	-2.49
²⁴⁵ Cm	1.29E+04	2.51E+04	+94.57	1.48E+04	2.76E+04	+86.49
²⁴⁶ Cm	1.66E+05	1.56E+05	-6.02	1.90E+03	2.29E+03	+20.53
Total	2.51E+08	2.40E+08	-4.49	2.87E+08	2.76E+08	-3.98

4.2. Sistema de Confinamento Inercial

A sensibilidade do sistema depende das espessuras das camadas transmutadoras. Estas foram projetadas para obter um sistema subcrítico usando o combustível reprocessado pelo método UREX+ com diluição em tório e urânio empobrecido.

4.2.1. Combustível reprocessado diluído em urânio empobrecido

A Figura 35 apresenta o k_{src} para as diferentes razões de volume de refrigerante e volume de combustível diluído com urânio empobrecido. As razões com maior combustível apresentam uma criticidade mais alta ao longo dos 10 anos de queima.

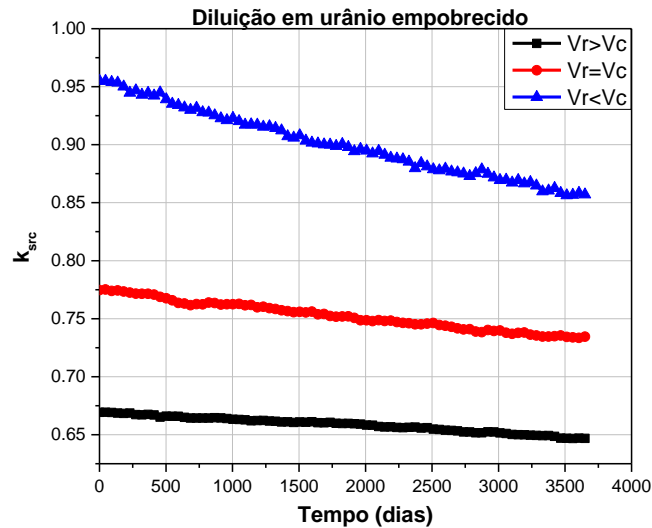


Figura 35 - Fator de multiplicação da fonte externa para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

A Tabela 30 apresenta os valores de k_{src} no início e no final da queima. A Tabela 31 apresenta o menor e o maior erro relativo para as diferentes razões de refrigerante e combustível da camada transmutadora, para o sistema de confinamento inercial (SCI), para o combustível com diluição em urânio empobrecido. As Figuras 36 a, b, c, d, apresentam os fluxos para as diferentes razões V_r/V_c . Quando $V_r > V_c$ tem o mais alto fluxo ao longo da queima, pois necessita de um fluxo mais alto para manter a mesma potência com menor quantidade de combustível que para razões de combustíveis maiores.

Tabela 30 - Valores do k_{src} no início e no final da queima para as diferentes razões de V_r/V_c para o combustível diluído em urânio empobrecido

	$V_r > V_c$	$V_r \approx V_c$	$V_r < V_c$
Valor do k_{src} no início da queima	0.66930	0.77467	0.95502
Valor do k_{src} no final da queima	0.64679	0.73453	0.85704

Tabela 31 - Erro relativo do k_{src} para o SCI para o combustível com diluição em urânio empobrecido durante a queima

	$V_r > V_c$	$V_r \approx V_c$	$V_r < V_c$
Menor Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	2.28	2.64	1.71
Maior Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	2.52	2.83	2.84

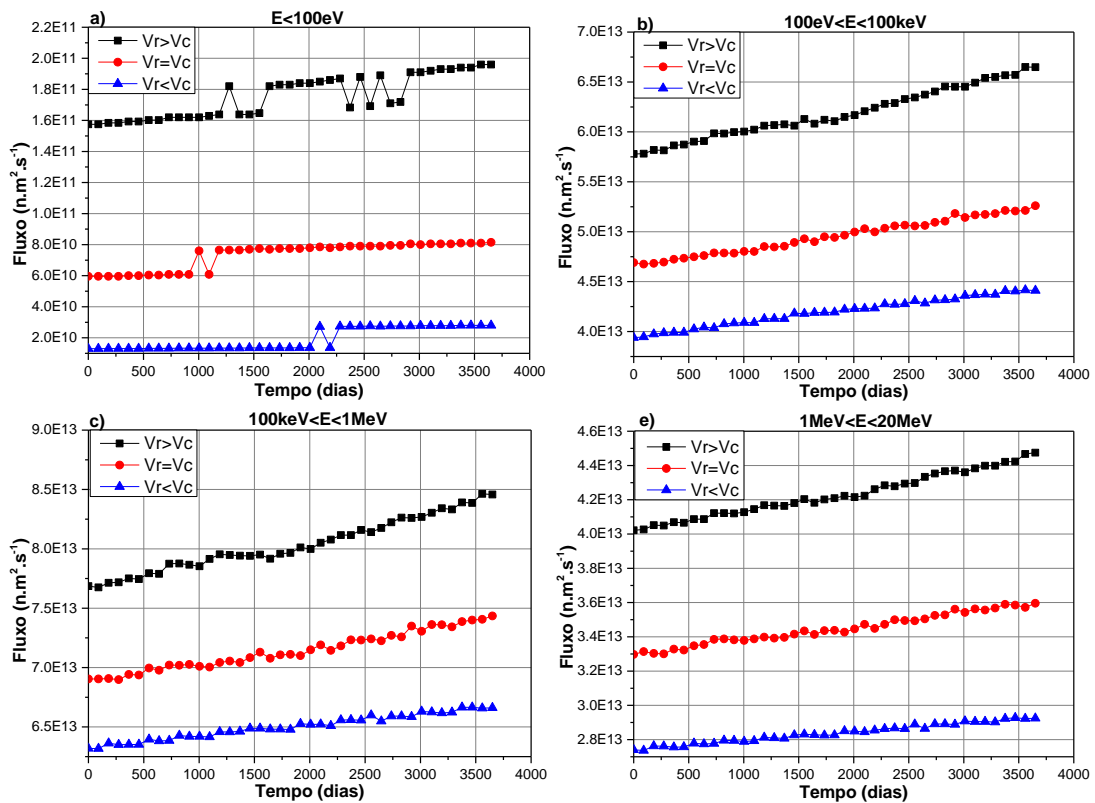


Figura 36 - Fluxo ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do SCI para o combustível com diluição urânio empobrecido para as faixas de energia: a) $E < 100\text{eV}$, b) $100\text{eV} < E < 100\text{keV}$, c) $100\text{keV} < E < 1\text{MeV}$ e d) $1\text{MeV} < E < 20\text{MeV}$

As Figuras 37 a, b, c apresentam a fluência normalizada para as diferentes razões de refrigerante e combustível para a primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT), na metade da camada transmutadora (MCT), e depois da camada transmutadora (DCT). Conforme a distância relativa entre a primeira parede e a parede depois da camada transmutadora aumenta, a fluência diminui, em especial para os nêutrons com 14.1 MeV de energia que diminuem em grande proporção, ao chegar à metade da camada transmutadora.

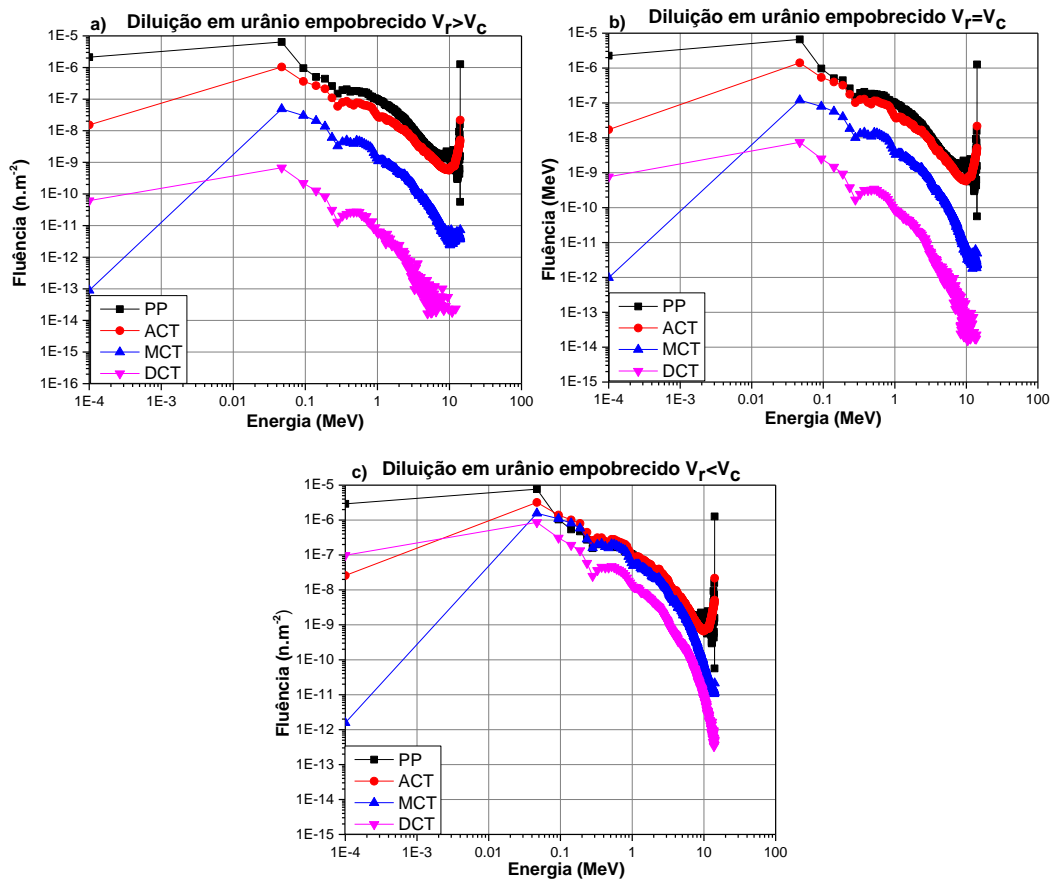


Figura 37 - Fluência na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT), na metade da camada transmutadora (MCT) e depois da camada transmutadora (DCT) para o combustível diluído em urânio empobrecido para as diferentes razões de V_r/V_c : a) $V_r > V_c$, b) $V_r \approx V_c$ e c) $V_r < V_c$

A Figura 38 apresenta a redução e a produção em toneladas do combustível apresentado na Tabela 9. O nuclídeo com maior redução é o ^{241}Pu , e o segundo é o ^{238}U , que apresenta maior redução quando $V_r > V_c$. Como consequência da maior redução do ^{238}U , acontece uma maior produção de ^{237}Np .

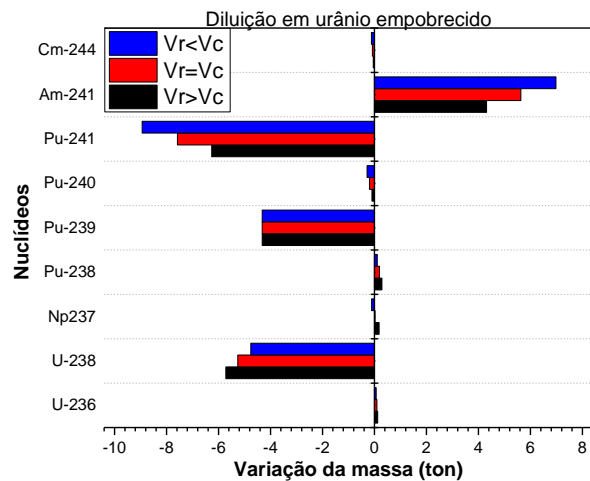


Figura 38 – Variação de massa dos actínídeos em toneladas para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

A Figura 39 apresenta a redução de ^{235}U , ^{242}Pu e ^{243}Am e produção de ^{245}Cm , ^{242}Cm , ^{242}Am , ^{239}Np , ^{238}Np e ^{237}U em quilogramas. Como pode ser visto na Figura 39, os nuclídeos de urânio têm uma maior produção e redução para a condição $V_r > V_c$. Este comportamento acontece devido que o sistema que este sistema tem uma maior quantidade de nêutrons térmicos devido que os nêutrons rápidos são atenuados antes de alcançar a metade do sistema. Outros nuclídeos com este comportamento são o ^{242}Am , ^{242}Cm e ^{245}Cm , provenientes provavelmente da redução de ^{238}Pu e ^{242}Am .

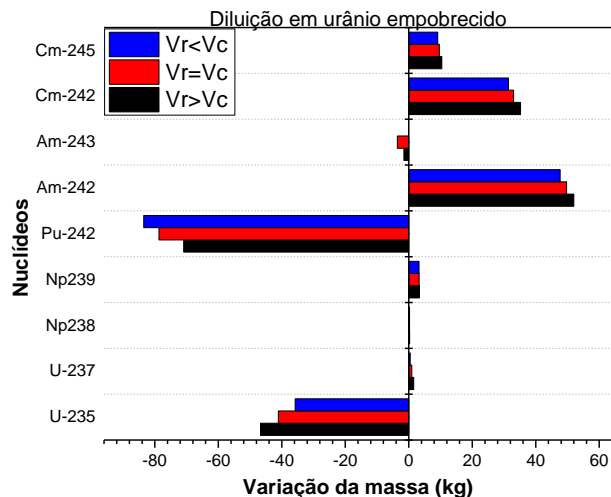


Figura 39 – Variação de massa dos actínídeos em quilogramas para o combustível com diluição em urânio empobrecido.

4.2.2. Combustível reprocessado diluído em tório

O combustível foi irradiado no reator de confinamento inercial durante 10 anos. Para esta avaliação se simulou três diferentes razões de volume entre o combustível e o refrigerante. A primeira em que o volume de refrigerante é menor do que o volume do combustível ($V_r < V_c$), a segunda em que os dois volumes são próximos ($V_r \approx V_c$) e a terceira, onde o volume do refrigerante é maior do que o do combustível ($V_r > V_c$). A Figura 40 apresenta o fator de multiplicação da fonte para cada uma destas razões ao longo do tempo de queima. Na qual se pode perceber a diminuição do k_{src} ao longo da queima. Como esperado o fator de multiplicação da fonte é maior para $V_r < V_c$ que para as outras variações.

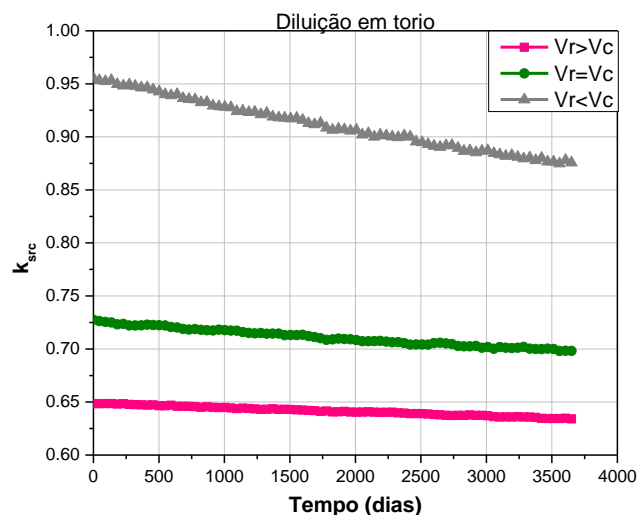


Figura 40 - Fator de multiplicação da fonte para as diferentes razões de V_r/V_c

A Tabela 32 apresenta os valores de k_{src} no início e no final da queima. A Tabela 33 apresenta o menor e o maior erro relativo para as diferentes razões de refrigerante e combustível da camada transmutadora, para o sistema de confinamento inercial, para o combustível com diluição em tório. As Figuras 41 a, b, c, d, apresentam os fluxos para as diferentes faixas de energia do sistema de confinamento inercial e suas diferentes razões V_r/V_c . Por outro lado, as Figuras 42 a, b, c, apresentam a fluência na primeira parede, antes, na metade, e depois da camada transmutadora, para cada razão V_r/V_c .

Tabela 32 - Valores do k_{src} no início e no final da queima para as diferentes razões de V_r/V_c para o combustível diluído em tório

	$V_r > V_c$	$V_r \approx V_c$	$V_r < V_c$
Valor do k_{src} no início da queima	0.64852	0.7275	0.95536
Valor do k_{src} no final da queima	0.63413	0.69821	0.87565

Tabela 33 - Erro relativo do k_{src} para o SCI para o combustível com diluição em tório durante a queima

	$V_r > V_c$	$V_r \approx V_c$	$V_r < V_c$
Menor Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	2.16	2.47	1.38
Maior Erro Relativo ($\times 10^{-3}$)	2.35	2.64	2.27

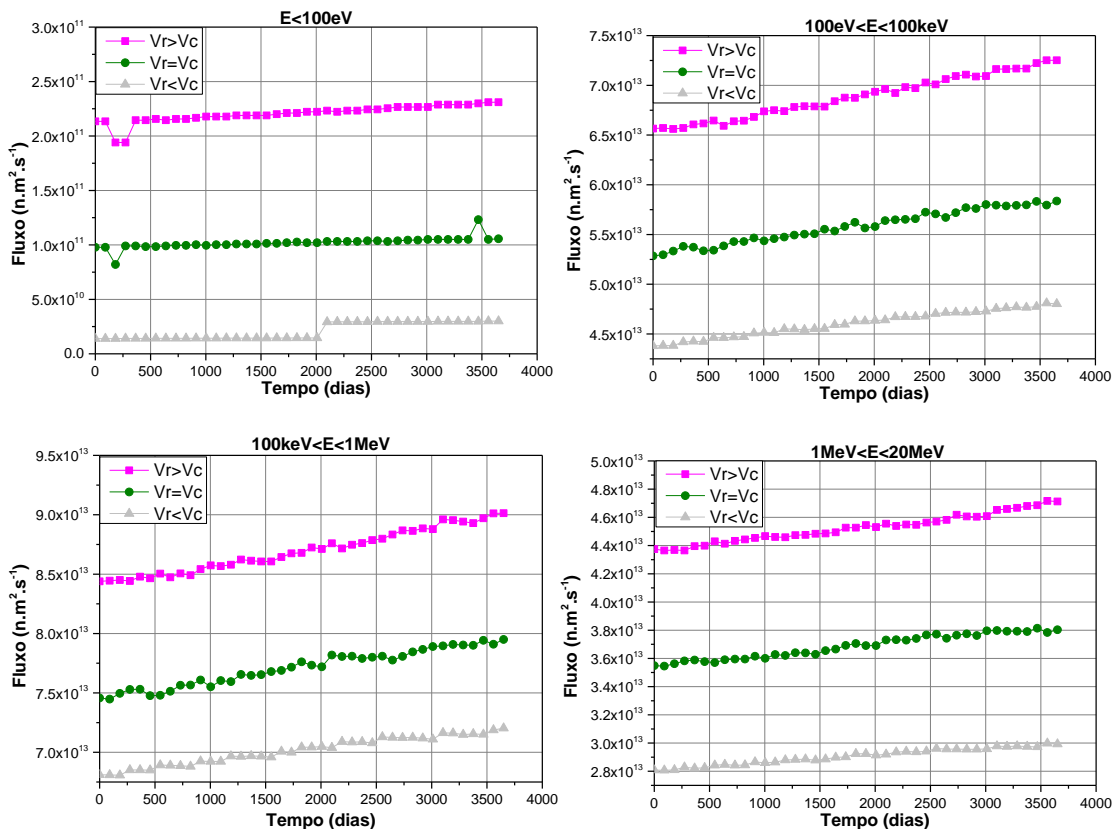


Figura 41 - Fluxo ao longo da queima para as diferentes razões V_r/V_c da camada transmutadora do SCI para o combustível com diluição tório para as faixas de energia: a) $E < 100eV$, b) $100eV < E < 100keV$, c) $100keV < E < 1MeV$ e d) $1MeV < E < 20MeV$

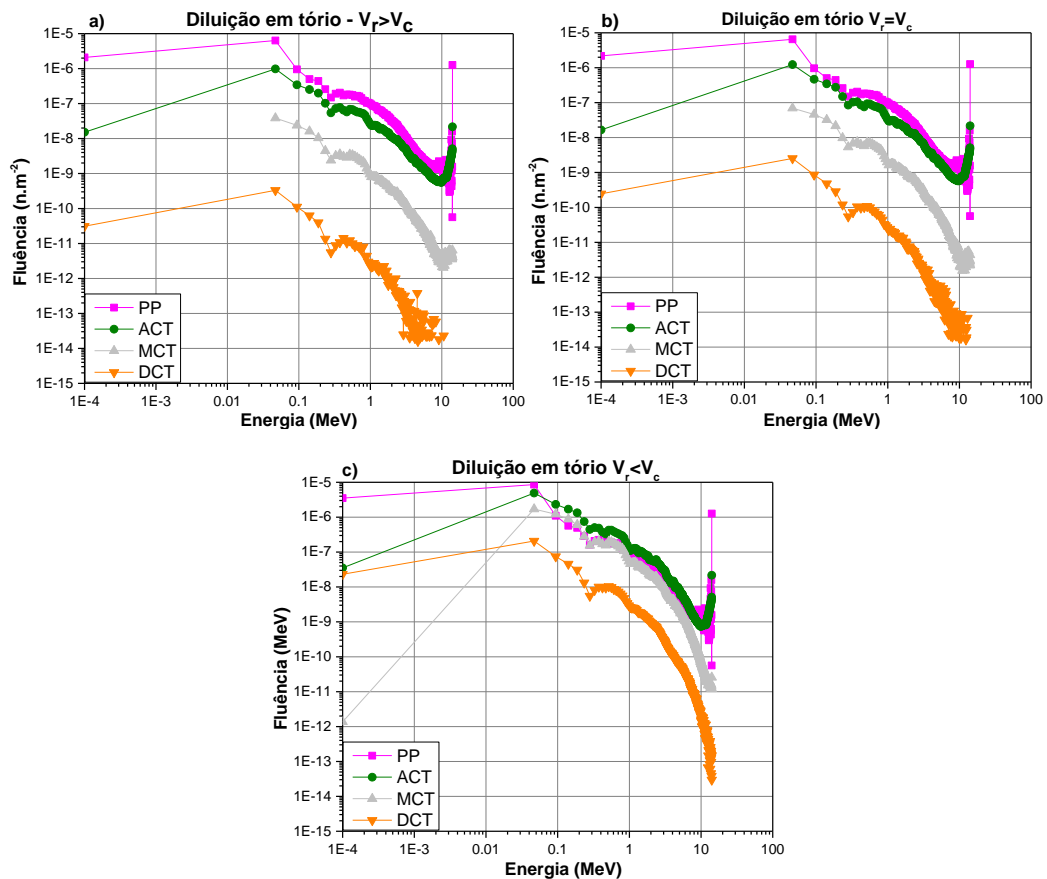


Figura 42 – Fluência no SCI na primeira parede (PP), antes da camada transmutadora (ACT), na metade da camada transmutadora (MCT) e depois da camada transmutadora (DCT) para o combustível diluído em tório para as diferentes razões de V_r/V_c : a) $V_r > V_c$, b) $V_r \approx V_c$ e c) $V_r < V_c$

Para mostrar a quantidade de material absoluto reduzido (-) ou produzido (+), apresenta-se nos gráficos a seguir, uma comparação em função da razão entre o volume do refrigerante e o volume do combustível.

A Figura 43 apresenta a redução de ^{232}Th , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu e a produção de ^{241}Pa , ^{233}U , ^{234}U , ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{242}Am e ^{243}Am em toneladas. Apesar da quantidade absoluta inicial de tório ser maior quando $V_r < V_c$, a maior redução deste nuclídeo acontece para a condição $V_r > V_c$. Como consequência, a produção de ^{231}Pa é maior para a razão $V_r / V_c > 1$. Este comportamento, em que a quantidade absoluta é maior quando $V_r > V_c$, acontece também para o ^{243}Am e ^{238}Pu .

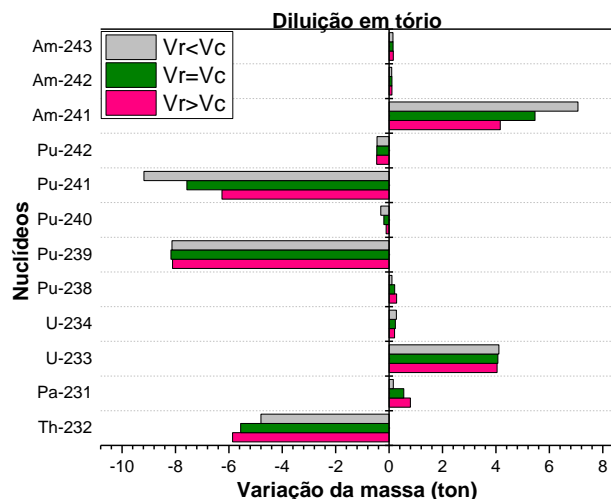


Figura 43 – Variação de massa dos actínidos em toneladas para o combustível com diluição em tório.

A Figura 44 apresenta a redução dos actínidos ^{244}Cm e ^{237}Np , e a produção dos nuclídeos ^{245}Cm , ^{242}Cm , ^{236}U , ^{235}U , ^{232}U e ^{233}Pa , em quilogramas. Os nuclídeos com comportamento diferenciados são o ^{232}U , devido à maior redução do ^{232}Th apresentada anteriormente, e ^{237}Np , o qual é reduzido. A redução do ^{237}Np se deve à ocorrência de fissão e captura radiativa, sendo a seção de choque de fissão mais alta do que a de captura radiativa para de energias na faixa rápida ($E > 0.5\text{MeV}$). Por outro lado, a captura radiativa produz ^{238}Pu , explicando o porquê de este nuclídeo ter uma maior produção para a condição $V_r > V_c$.

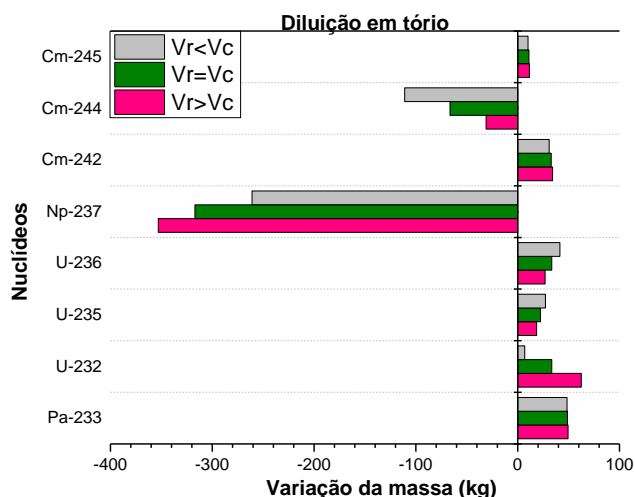


Figura 44 – Variação de massa dos actínidos em quilogramas para o combustível com diluição em tório.

4.2.3. Avaliação da massa reduzida e produzida

A Tabela 34 apresenta a porcentagem de actínidos reduzidos ou produzidos para o combustível diluído com urânio empobrecido e para o combustível diluído com tório, para cada razão de volume. A redução de actínidos aumenta quando a razão V_r/V_c é incrementada para ambas diluições. No entanto, a redução e produção, no geral, são maiores para o combustível diluído em tório. As Tabelas 35, 36 e 37 apresentam a massa no início e no final da queima, para as razões de refrigerante e combustível. O combustível diluído com tório apresenta, além dos nuclídeos iniciais, a porcentagem produzida de ^{233}U a partir do ^{232}Th , para cada razão.

Tabela 34. Tabela de eficiência de redução e produção dos actínidos.

Diluição em urânio empobrecido				Diluição em tório			
V_r/V_c	Quantidade Inicial de Actínidos (g)	Actínidos Reduzidos (%)	Actínidos Produzidos (%)	V_r/V_c	Quantidade Inicial de Actínidos (g)	Actínidos Reduzidos (%)	Actínidos Produzidos (%)
0.74	3.88E+08	3.22	1.25	0.68	5.98E+08	3.88	2.02
1.05	4.82E+08	3.64	1.25	1.05	4.82E+08	4.63	2.27
1.59	5.79E+08	4.26	1.28	1.59	3.88E+08	5.46	2.56

Tabela 35. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para $V_r > V_c$

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
^{232}Th	-	-	-	2.59E+08	2.53E+08	-2.32
^{233}U	-	-	-	0	4.04E+06	1.56
^{235}U	5.29E+05	4.82E+05	2.27	-	-	-
^{238}U	2.64E+08	2.58E+08	-4.18	-	-	-
^{237}Np	4.07E+06	4.24E+06	-13.49	4.02E+06	3.67E+06	8.71
^{238}Pu	2.15E+06	2.44E+06	6.85	2.13E+06	2.41E+06	-13.15
^{239}Pu	6.28E+07	5.85E+07	0.38	6.21E+07	5.40E+07	13.04
^{240}Pu	2.64E+07	2.63E+07	43.73	2.61E+07	2.59E+07	0.77
^{241}Pu	1.42E+07	7.99E+06	0.93	1.41E+07	7.82E+06	44.54
^{242}Pu	7.50E+06	7.43E+06	-98.85	1.48E+07	1.43E+07	3.38
^{241}Am	4.36E+06	8.67E+06	-443.59	4.31E+06	8.47E+06	-96.52
^{242}Am	1.17E+04	6.36E+04	0.00	1.15E+04	1.17E+05	-917.39
^{243}Am	1.64E+06	1.64E+06	-37254.50	1.62E+06	1.77E+06	-9.26
^{242}Cm	9.45E+01	3.53E+04	2.27	9.34E+01	3.43E+04	-36623.77
^{243}Cm	5.02E+03	3.85E+03	23.31	4.96E+03	3.84E+03	22.58
^{244}Cm	3.78E+05	3.32E+05	12.17	3.73E+05	3.42E+05	8.31
^{245}Cm	1.99E+04	3.03E+04	-52.26	1.97E+04	3.12E+04	-58.38
^{246}Cm	2.56E+05	2.45E+05	4.30	2.53E+03	2.84E+03	-12.25
Total	3.88E+08	3.76E+08	3.07	3.89E+08	3.76E+08	3.26

Tabela 36. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para $V_r \approx V_c$

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	2.59E+08	2.53E+08	2.32
²³³ U	-	-	-	0	4.04E+06	1.27
²³⁵ U	6.56E+05	6.15E+05	6.25	-	-	-
²³⁸ U	3.28E+08	3.22E+08	1.83	-	-	-
²³⁷ Np	5.05E+06	5.07E+06	-0.40	4.02E+06	3.67E+06	8.71
²³⁸ Pu	2.67E+06	2.86E+06	-7.12	2.13E+06	2.41E+06	-13.15
²³⁹ Pu	7.80E+07	7.37E+07	5.51	6.21E+07	5.40E+07	13.04
²⁴⁰ Pu	3.27E+07	3.25E+07	0.61	2.61E+07	2.59E+07	0.77
²⁴¹ Pu	1.77E+07	1.01E+07	42.94	1.41E+07	7.82E+06	44.54
²⁴² Pu	9.31E+06	9.23E+06	0.86	1.48E+07	1.43E+07	3.38
²⁴¹ Am	5.41E+06	1.10E+07	-103.33	4.31E+06	8.47E+06	-96.52
²⁴² Am	1.45E+04	6.41E+04	-342.07	1.15E+04	1.17E+05	-917.39
²⁴³ Am	2.03E+06	2.03E+06	0.00	1.62E+06	1.77E+06	-9.26
²⁴² Cm	1.17E+02	3.31E+04	-28190.60	9.34E+01	3.43E+04	-36623.77
²⁴³ Cm	6.23E+03	4.62E+03	25.84	4.96E+03	3.84E+03	22.58
²⁴⁴ Cm	4.68E+05	3.87E+05	17.31	3.73E+05	3.42E+05	8.31
²⁴⁵ Cm	2.47E+04	3.43E+04	-38.87	1.97E+04	3.12E+04	-58.38
²⁴⁶ Cm	3.18E+05	3.07E+05	3.46	2.53E+03	2.84E+03	-12.25
Total	4.82E+08	4.70E+08	2.58	3.89E+08	3.76E+08	3.26

Tabela 37. Variação de massa para cada isótopo para o combustível diluído em urânio empobrecido e tório para $V_r < V_c$

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
²³² Th	-	-	-	3.21E+08	3.16E+08	1.56
²³³ U	-	-	-	0	4.07E+06	1.03
²³⁵ U	7.88E+05	7.53E+05	4.44	-	-	-
²³⁸ U	3.93E+08	3.89E+08	1.02	-	-	-
²³⁷ Np	6.06E+06	5.95E+06	1.82	4.99E+06	4.67E+06	6.41
²³⁸ Pu	3.21E+06	3.32E+06	-3.43	2.64E+06	2.85E+06	-7.95
²³⁹ Pu	9.37E+07	8.94E+07	4.59	7.71E+07	6.89E+07	10.64
²⁴⁰ Pu	3.93E+07	3.90E+07	0.76	3.23E+07	3.21E+07	0.62
²⁴¹ Pu	2.12E+07	1.23E+07	41.98	1.75E+07	9.90E+06	43.43
²⁴² Pu	1.12E+07	1.11E+07	0.89	1.84E+07	1.79E+07	2.72
²⁴¹ Am	6.50E+06	1.35E+07	-107.69	5.35E+06	1.08E+07	-101.87
²⁴² Am	1.74E+04	6.50E+04	-273.56	1.43E+04	1.17E+05	-718.18
²⁴³ Am	2.44E+06	2.44E+06	0.00	2.01E+06	2.16E+06	-7.46
²⁴² Cm	1.41E+02	3.16E+04	-22311.35	1.16E+02	3.30E+04	-28348.28
²⁴³ Cm	7.48E+03	5.49E+03	26.60	6.16E+03	4.59E+03	25.49
²⁴⁴ Cm	5.63E+05	4.46E+05	20.78	4.63E+05	3.96E+05	14.47
²⁴⁵ Cm	2.96E+04	3.88E+04	-31.08	2.44E+04	3.54E+04	-45.08
²⁴⁶ Cm	3.82E+05	3.71E+05	2.88	3.14E+03	3.41E+03	-8.60
Total	5.78E+08	5.68E+08	1.85	4.82E+08	4.70E+08	2.46

4.3. Comparação da eficiência de transmutação dos sistemas Tokamak e Sistema de confinamento inercial

Neste trabalho foram estudados três casos específicos: dois com o sistema Tokamak, (o primeiro caso foi variando as espessuras da camada transmutadora e mantendo o raio da barra de combustível constante e o segundo caso variando a razão V_r/V_c mudando as espessuras e o raio da barra de combustível) e um com o sistema inercial. Os casos com melhores resultados foram os casos com maior massa reduzida e os resultados são apresentados na Tabela 32. No caso 1 com o Tokamak, a maior porcentagem de massa reduzida para o combustível diluído em urânio empobrecido foi para a de espessura de 10 cm e para o combustível diluído em tório foi de 15 cm. No caso dois com o Tokamak, foram escolhidos dois casos com uma alta porcentagem de massa reduzida, uma para a espessura de 15 cm e outra de 20 cm para o combustível diluído em urânio empobrecido e outras duas de 20 e 25 para o combustível diluído em tório. Para o sistema de confinamento inercial a maior porcentagem de redução de massa foi para a razão $V_r / V_c > 1$.

Considerando uma queima de 10 anos e analisando as porcentagens de massa reduzida para este tempo entre os dois sistemas é possível definir que o sistema Tokamak é muito mais eficiente para reduzir os actínídeos. E considerando dentre os dois casos no Tokamak a espessura da camada para 10 cm para a diluição em urânio empobrecido e 15 cm para a diluição em tório são as espessuras das camadas com maior eficiência para reduzir os actínídeos.

Tabela 38. Comparação da eficiência de massa reduzida para os dois sistemas de fusão

Diluído	Urânio empobrecido Porcentagem de Redução de Massa (%)	Tório Porcentagem de Redução de Massa (%)
Espessura	Tokamak caso 1	
10	9.6	-
15	-	8.77
Espessura	Tokamak caso 2	
15	7.23	-
20	6.88	8.11
25	-	7.76
Variação	Sistema de Confinamento Inercial	
$V_r > V_c$	4.26	5.46

4.4. Modelo Final

Como objetivo final se pretende queimar o combustível reprocessado durante 20 anos para avaliar a evolução do combustível na camada transmutadora. Considerando as condições analisadas neste trabalho, alguns dos modelos com maior eficiência para reduzir os actínídeos não poderiam ser utilizados para queimar durante este tempo devido a que não teriam a quantidade de material físsil suficiente para realizar a queima durante o tempo de 20 anos.

Dentro dos resultados obtidos, considerando os sistemas mais eficientes em termos de redução de actínídeos, a espessura de 20 cm do caso 2 do Tokamak da seção anterior cumpre com as condições para 20 anos de queima para os dois tipos de diluição. O fator de multiplicação durante os 20 anos é apresentado na Figura 45. A redução de cada actínídeo do combustível é apresentada na Tabela 33, onde se mostra que a massa final do combustível foi reduzida em 11.52 % de seu valor total para o combustível diluído em urânio empobrecido e 10.87 % para o combustível diluído em tório. A redução da massa total para o combustível diluído em urânio empobrecido é de $2.26E+07$ gramas, incluindo outros nuclídeos durante a queima que representam 11.47 % da massa total inicial. Por outro lado, para o combustível diluído em tório, a redução da massa total foi de $2.25E+07$, que

representa 10 % da massa total inicial. O aumento na queima também melhorou a eficiência de redução em quase o dobro do estimado para 10 anos de queima, sendo 5.61 % para o combustível diluído em urânio empobrecido e 5.50 % para o combustível diluído em tório. Do mesmo modo, a regeneração de ^{233}U no caso do combustível diluído em tório aumentou quase duas vezes passando de 2.56 % para 4.99 %.

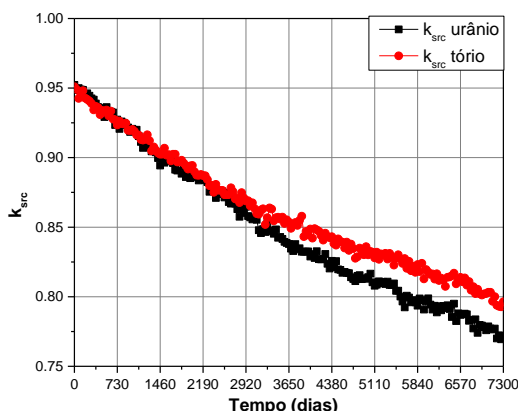


Figura 45 - Fator de multiplicação da fonte para 20 anos de queima

Tabela 39. Porcentagem de Variação de massa para 20 anos de queima

Isótopo	Urânio empobrecido			Tório		
	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)	Quantidade Inicial (g)	Quantidade Final (g)	Porcentagem (-) reduzida ou (+) produzida (%)
^{232}Th	-	-	-	1.53E+08	1.41E+08	-7.84
^{233}U	-	-	-	0	7.04E+06	4.99
^{235}U	2.69E+05	1.69E+05	-37.17	-	-	-
^{238}U	1.34E+08	1.23E+08	-8.21	-	-	-
^{237}Np	2.07E+06	1.68E+06	-18.84	2.37E+06	1.65E+06	-30.38
^{238}Pu	1.10E+06	1.80E+06	+63.64	1.25E+06	1.86E+06	+48.80
^{239}Pu	3.20E+07	2.38E+07	-25.63	3.66E+07	2.15E+07	-41.26
^{240}Pu	1.34E+07	1.30E+07	-2.99	1.54E+07	1.46E+07	-5.19
^{241}Pu	7.25E+06	2.06E+06	-71.59	8.30E+06	2.38E+06	-71.33
^{242}Pu	3.82E+06	3.61E+06	-5.50	4.37E+06	4.14E+06	-5.26
^{241}Am	2.22E+06	4.07E+06	+83.33	2.54E+06	4.89E+06	+92.52
^{242}Am	5.93E+03	9.84E+04	+1559.36	6.79E+03	1.92E+05	+2727.69
^{243}Am	8.33E+05	8.50E+05	+2.04	9.54E+05	9.70E+05	+1.68
^{242}Cm	4.81E+01	4.45E+04	+92415.59	5.51E+01	4.03E+04	+73039.75
^{243}Cm	2.56E+03	2.47E+03	-3.52	2.93E+03	2.31E+03	-21.16
^{244}Cm	1.92E+05	2.37E+05	+23.44	2.20E+05	2.51E+05	+14.09
^{245}Cm	1.01E+04	3.56E+04	+252.48	1.16E+04	3.69E+04	+218.10
^{246}Cm	1.30E+05	1.11E+05	-14.62	1.49E+03	2.78E+03	+86.58
Total Actinídeos	1.97E+08	1.75E+08	-11.52	2.25E+08	2.01E+08	-10.87

5. CONCLUSÕES

- As duas propostas de sistemas híbridos fusão-fissão são capazes de transmutar rejeitos radioativos;
- Nas condições analisadas, a maior eficiência de redução de actínídeos foi alcançada para o sistema de confinamento magnético (Tokamak);
- Nas condições geométricas iniciais, as melhores espessuras para redução de actínídeos em um Tokamak são para camadas com espessuras mais finas, entre 10 a 20 cm;
- Dependendo do combustível reprocessado pelo método UREX+ e diluído em tório ou urânio empobrecido se pode transmutar nuclídeos específicos como ^{244}Cm ou ^{246}Cm ;
- As variações nas espessuras da camada transmutadora proposta para ser usada com combustível reprocessado pelo método UREX+ mostraram as melhores dimensões para obtenção de maior eficiência na transmutação de actínídeos;
- A redução de actínídeos no sistema Tokamak pode ser mais eficiente independentemente do valor inicial do fator de multiplicação da fonte.
- O sistema inercial no qual $V_r < V_c$, apresenta uma maior criticalidade em relação às outras razões de volumes ao longo dos dez anos de queima, e reduz de forma mais eficiente os transurânicos para este sistema;
- Ao duplicar o tempo de queima aumentou-se a eficiência de redução de actínídeos em quase o dobro do valor.

6. REFERÊNCIAS

- Araújo, A., Pereira, C., Veloso, M. A., Lombardi, A., & Dalle, C. H. (Março de 2010). Flux and dose rate evaluation of iter system using MCNP5. *Brazilian Journal of Physics*, 40. doi:<http://dx.doi.org/10.1590/S0103-97332010000100010>
- Argonne National Laboratory. (2008). *Monte Carlo Modeling and Analyses of Yalina-Booster Subcritical Assembly Part 1: Analytical Models and Main Neutronics Parameters*. Oak Ridge: U.S. Department of Energy.
- Bae, Y. S., Cho, M., & Namkung, W. (2004). Particle-in-Cell Simulation of Power Coupling of the Grill of the KSTAR 5.0-GHz LHCD Launche. *Journal of the Korean Physics Society*, 44, 1207.
- Barabash, V., Team, T. I., Peacock, A., Fabritsiev, S., Kalinin, G., Zinkle, S., . . . Akiba, M. (2007). Materials challenges for ITER – Current status and future activities. *Journal of Nuclear Materials*, 367-370, 21-32.
- Cardoso, F., Pereira, C., Costa, A. L., Veloso, M., & Cunha, R. (2012). A Neutronic Evaluation of Reprocess Fuel and Depletion Study of VHTR using MCNPX and WIMSD5 code. *Fusion Science and Technology*, 61, 338-342.
- CNEN. (2014). *Gerência de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação*. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Norma CNEN NN 8.01.
- Cota, S., & Pereira, C. (1997). Neutronic evaluation of non-proliferation reprocessed nuclear fuels in pressurized water reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 24(10), 829-834.
- de Paula Barros, G. (2014). *Combustíveis para ADS*. Tese (doutorado), Universidade Federal de Minas Gerais, Departamento de Engenharia Nuclear, Minas Gerais.
- de Paula Barros, G., Pereira, C., F. Veloso, M., & L.Costa, A. (2012). Study of an ADS Loaded with Thorium and Reprocessed Fuel. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2012, 1-12. doi:10.1155/2012/934105
- Granjeiro Carlos. (05 de Junho de 2006). *Nuclear? Sim Obrigado*. (Portugal Nuclear) Acesso em 15 de Julho de 2015, disponível em A Fusão Nuclear: http://nuclear.com.sapo.pt/index_ficheiros/Page2381.htm
- Gresh, L. H. (2009). *Inertial Confinement Fusion: An Introduction*. Rochester, NY: University of Rochester.
- Groff, A. (1980). *A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code*. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY.
- Henriksson, H. (2003). Acesso em 03 de Novembro de 2012, disponível em <http://urn.kb.se/resolve?urn=urn:nbn:se:uu:diva-3492>
- Himei, Y., Yabuuchi, K., Kasada, R., Noh, N., Noto, H., Nagasaka, T., . . . Kimura, A. (2013). Ion-Irradiation Hardening of Brazed Joints of Tungsten and Oxide Dispersion Strengthened (ODS) Ferritic Steel. *Materials Transactions*, 50, 446-450.
- Hu, H., Y-Wu, Chen, M., Zeng, Q., Ding, A., Zheng, S., . . . Team, F. (2007). Benchmarking of SNAM with the ITER 3D model. 28, 2867-2871.

- IAEA - FENDL. (s.d.). *FENDL/E-2.1*. (International Atomic Energy Agency) Acesso em 25 de Agosto de 2015, disponível em Fusion Evaluated Nuclear Data Library in ENDF-6 format: <https://www-nds.iaea.org/fendl21/fendl21e.html>
- IAEA. (2004). Implications of Partitioning and Transmutation in Radioactive Waste Management. *Technical Reports Series 435*, 126.
- IAEA. (2006). *Spent fuel reprocessing options*. International Atomic Energy Agency. Vienna: IAEA.
- Institute of Plasma Physics -China. (2012). *HT-7U Superconducting Tokamak*. Acesso em 06 de Fevereiro de 2013, disponível em <http://east.ipp.ac.cn/IAC/disk/>
- International Atomic Energy Agency. (13 de Abril de 2015). *Evaluated Nuclear Data File (ENDF)*. Fonte: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
- ITER Organization. (09 de Julho de 2015). *iter the way to new energy*. Fonte: [iter: https://www.iter.org/](https://www.iter.org/)
- Kramer, K. (2010). Laser Inertial Fusion-based Energy: Neutronic Design Aspects of a Hybrid Fusion-Fission Nuclear Energy System. California, Estados Unidos: UC Berkeley Electronic Theses and Dissertations.
- Lebenhaft, J. R., & Trellue, H. R. (6-10 de Abril de 2003). *Validation of MONTEBURNS for MOX Fuel Using Ariane*. Acesso em 08 de Agosto de 2014, disponível em M&C-2003: Nuclear Mathematical and Computational Sciences: <http://e-book.lib.sjtu.edu.cn/mc2003/Papers/046.pdf>
- Malang, S., Tillack, M., Wong, C., Morley, N., & Smolentsev, S. (2011). Development of the Lead Lithium (DCLL) Blanket Concept. *Fusion Science and Technology*, 60, 249-256.
- MIT OpenCourseWare. (2014). *Systems Analysis of the Nuclear Fuel Cycle*. Acesso em 07 de Agosto de 2014, disponível em http://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-251-systems-analysis-of-the-nuclear-fuel-cycle-fall-2009/labs/MIT22_251F09_ORIGEN.pdf
- Nave Carl R. (09 de Julho de 2015). *Fusion Conditions*. Fonte: HyperPhysics: <http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/hbasees/nucene/lawson.html>
- Nifenecker, H., David, S., J.M., L., & Giorni, A. (1999). Hybrid nuclear reactor. *Progress in Particle and Nuclear Physics*, 43, 683-827.
- Norajistra, P., Buhler, L., Buenaventura, A., Diegele, E., Fischer, U., Gordeey, S., . . . Wasastjerna, F. (2003). Conceptual Design of the Dual-Coolant Blanket within the Framework of the EU Power Plant Conceptual Study (TW2-TRP-PPCS12) Final Report. Karlsruhe, Alemanha.
- Nuclear Energy Agency. (2010). *Radioactive Waste in Perspective*. ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT. Acesso em 2014 de Agosto de 04, disponível em <http://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2010/6350-waste-perspective.pdf>
- Ojovan, M., & Lee, W. (2005). *An Introduction to Nuclear Waste Immobilisation*. Kidlington, Oxford: ELSEVIER Ltd.
- Pfalzner, S. (2006). *An Introduction to Inertial Confinement Fusion* (Series in Plasma Physics ed.). Boca Raton: Taylor & Francis Group.

- Quinn, M. (19 de Março de 2012). *Oxide-Dispersed-Strengthened Alloys in Nuclear Design*. Acesso em 08 de Agosto de 2014, disponível em Submitted as coursework for PH241, Stanford University, Winter 2012: <http://large.stanford.edu/courses/2012/ph241/quinn1/>
- Seltborg, P. (2005). *Source efficiency and high-energy neutronics in accelerator-driven systems*. KTH Engineering Sciences, Department of Nuclear and Reactor Physics. Stockholm: Universitetsservice US-AB.
- Smirnov, V. (2010). Tokamak foundation in USSR/Russia 1950–1990. *Nuclear Fusion*, 50, 1-8.
- Stacey, W. (2007). *Nuclear Reactor Physics* (2 ed.). Alemanha: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co.KGaA.
- Stacey, W. M. (2005). WILEY-VCH.
- Stacey, W. M. (2010). Darmstadt: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim.
- Trellue, H. R., & Poston, D. I. (1999). *User's Manual Version 2.0 for MonteBurns, Version 5B*. Los Alamos National Laboratory.
- Vandegrift - B, G. F., Regalbuto, M. C., Aase, S., Bakel, A., & Battisti, T. J. (2004). Designing and Demonstration of the UREX+ Process Using spent Nuclear Fuel. *ATALANTE 2004*.
- Vandegrift - A, G., Regalbuto, M. C., Scott, B. A., Arafat, H. A., Bakel, A. J., Bowers, D. L., . . . Leonard, R. A. (2004). Lab-scale demonstration of the UREX+ process. *4th WM Conference* (pp. 1-10). Tucson: AZ.
- Velasquez, C. E., de P. Barros, G., Pereira, C., F. Veloso, M. A., & L. Costa, A. (2015). Evaluation of subcritical hybrid systems loaded with reprocessed fuel. *Annals of Nuclear Energy*. doi:10.1016/j.anucene.2015.06.018
- Velasquez, C. E., Pereira, C., Fortini Veloso, M. A., & Costa L., A. (2014). Modelling effects on axial neutron flux in a Tokamak device. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, 1-8.
- Wesson, J. (2004). *Tokamaks* (Terceira ed.). Clarendon Press-Oxford.
- Wu, Y., & FDS Team. (Junho de 2009). CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation. *Fusion Engineering and Design*, 84(7-11), 1987–1992.
- X-5 Monte Carlo Team. (2003). *MCNP - A general Monte Carlo N-Particle Transport Code* (Vols. I, II). Los Alamos National Laboratory.
- Yapıcı, H., & et al. (2006). Neutronic Analysis for Transmutation of Minor Actinides and Long-Lived Fission Products in a Fusion-Driven Transmuter (FDT). *Journal of Fusion Energy*, 25(3-4), 225-239.

Apêndice I

Publicações em revistas

- Axial Neutron Flux Evaluation in a Tokamak System: a Possible Transmutation Blanket Position for Fusion-Fission Transmutation System – Brazilian Journal of Physics, Vol. 42, pp. 237-247, 2012 - DOI: 10.1007/s13538-012-0081-2
- Spent fuel criticality and compositions evaluation for long-term disposal in a generic cask – Nuclear Engineering and Design, Vol.275, pp. 168-178, 2014 - DOI:10.1016/j.nucengdes.2014.04.021
- Modelling effects on axial neutron flux in a Tokamak device – Progress in Nuclear Energy, Vol. 78, pp. 388-395, 2015 - DOI:10.1016/j.pnucene.2014.03.005
- First Wall Materials Effects on Nuclear Criticality Evaluation of Fusion-Fission Systems – Fusion Science and Technology, Vol. 68, 2015 – DOI:dx.doi.org/10.13182/FST14-949
- Damage Calculation for First Wall Submitted to High Neutron Flux in a Tokamak – MRS Proceedings, Vol.1769, 2015 - DOI: <http://dx.doi.org/10.1557/opl.2015.124>
- Evaluation of subcritical hybrid systems loaded with reprocessed fuel – Annals of Nuclear Energy, 2015 - DOI:10.1016/j.anucene.2015.06.018
- Layer thickness evaluation for transuranic transmutation in a fusion-fission system – Nuclear Engineering and Design, Vol.286, pp.94-103, 2015- DOI:10.1016/j.nucengdes.2015.01.022

Publicações em Congressos

- Transmutation Blanket Design for a Tokamak System. In: International Nuclear Atlantic Conference, 2011, Belo Horizonte. International Nuclear Atlantic Conference, 2011
- Simulation Of An Ads Fueled With Thorium And Reprocessed Fuel Using Monte Carlo Methodology. In: International Nuclear Atlantic Conference, 2011, Belo Horizonte. International Nuclear Atlantic Conference, 2011
- Neutronic Evaluation of a Power Plant Conceptual Study Considering Different Modelings. In: 24th Fusion Energy Conference, 2012, San Diego. 24th Fusion Energy Conference, 2012
- Thickness Evaluation Layer For Transmutation Of Minor Actinides And Pu In A Fusion-Fission System. In: International Nuclear Atlantic Conference, 2013, Recife. INAC2013, 2013
- Transmutation of Minor Actinides and Pu In A Fusion-Fission System. In: 16th International Conference On Emerging Nuclear Energy Systems, 2013, Madrid. 16th International Conference On Emerging Nuclear Energy Systems, 2013
- Neutron Irradiation Thorium Based Fuel Comparison Between Accelerator Driven System and Fusion-Fission System. In: Thorium Energy Conference 2013, 2013, Ginebra. Thorium Energy Conference 2013, 2013
- Effects of Fusion and Spallation Spectra on Ganex Reprocessed Fuel Evolution. In: 3rd International Workshop On Accelerator-Driven Sub-Critical Systems & Thorium Utilization, Richmond - Virginia. 2014
- Propuesta De Un Sistema Híbrido Fusión-Fisión Para Transmutación De Desechos Radioactivos. In: XXII Jornadas Jovenes Investigadores, 2014, Valpariso. XXII Jornadas Jovenes Investigadores, 2014

- Depletion Evaluation of An Ads Using Reprocessed Fuel. In: 4.International Conference on Nuclear & Renewable Energy Sources, 2014, Antalya. NURER, 2014