

ANDERSON ALTAIR PINHEIRO DE MACEDO

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



**PROPOSTA DE UM REATOR RÁPIDO
REFRIGERADO A GÁS UTILIZANDO
TRANSURÂNICOS**

BELO HORIZONTE

2016

ANDERSON ALTAIR PINHEIRO DE MACEDO

**PROPOSTA DE UM REATOR RÁPIDO
REFRIGERADO A GÁS UTILIZANDO
TRANSURÂNICOS**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Escola de Engenharia da UFMG como requisito parcial à obtenção do título de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares.

Área de concentração: Engenharia Nuclear e da Energia

Orientadora: Profa. Dra. Cláudia Pereira Bezerra Lima

Co-Orientador: Prof. Dr. Clarysson A. M. da Silva

Belo Horizonte

2016

M141p

Macedo, Anderson Altair Pinheiro de.
Proposta de um reator rápido refrigerado a gás utilizando transurânicos
[manuscrito] / Anderson Altair Pinheiro de Macedo.- 2016.
115 f., enc.: il.

Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima.
Co-orientador: . Clarysson A. M. da Silva.

Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais,
Escola de Engenharia.

Anexos: f.103-108.

Bibliografia: f. 109-112.

1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Combustíveis para reatores nucleares - Reprocessamento - Teses. 3. Reatores rápidos - Teses. 4. Tório - Teses. I. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. II. Silva, Clarysson Alberto Mello da. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(043)



FOLHA DE APROVAÇÃO

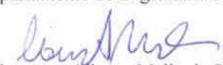
PROPOSTA DE UM REATOR RÁPIDO REFRIGERADO A GÁS UTILIZANDO TRANSURÂNICOS

ANDERSON ALTAIR PINHEIRO DE MACEDO

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

Aprovada em 15 de Junho de 2016, pela banca constituída pelos membros:

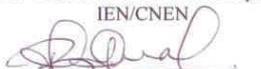

Prof. Cláudia Pereira Bezerra Lima - Orientadora
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


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


Prof. Maria Auxiliadora Fortini Veloso
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Dr. Fabiano Cardoso da Silva
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa
IEN/CNEN


Dra. Maritza Rodriguez Gual
CDTN/CNEN

Belo Horizonte, 15 de Junho de 2016.

AGRADECIMENTOS

- À minha esposa, Aidê Cristina pelo apoio, carinho, e por orar por mim.
- À minha sogra e a minha mãe, por orarem por mim.
- Mais uma vez à minha mãe, por me incentivar a estudar desde criancinha, mesmo sem eu obedecer.
- Aos caros colegas do DEN, Fabiana, Fabiano, Carlos, Rochkhudson, Rômulo e Victor pelas sugestões e ajuda com a programação.
- Aos colegas da secretaria, Thales, Aline e Nanci, por estarem sempre dispostos.
- Aos professores do DEN, Dôra, Antonella e Clarysson, por serem sempre prestativos.
- Aos meus orientadores, Cláudia e Clarysson por tudo isso junto.
- À zeladora Sra. Maria Augusta, por manter as salas, os corredores e os banheiros sempre limpinhos.
- Aos porteiros, Sr. Nicodemos e Sr. Amantino por me abrir as portas do DEN em muitos finais de semana e feriados.
- À minha amiga Guizan, não somente pelo auxílio com o “*abstarct*”, mas sobretudo por estar sempre presente.
- Aos meus amigos Israel e Camila, por tantas vezes me receberem em sua casa e me oferecerem medicamentos naturais contra o stress e a ansiedade à base de cevada, ou trigo, ou uva, ou cana, ou tudo isso junto.

À Deus, autor de toda ciência.

O homem reinventa a vida a cada novo dia. O ato de criar é nossa única e eterna condenação.

Anderson A. P. Macedo

SIGLAS E ABREVIACOES

AMs: Actindeos Menores

BOL: Begin Of Life

BN: (Breeding Reactors)

DFR: Dounreay Fast Reactor (SFR experimental instalado em Dounreay, Esccia)

EOL: End Of Life

eV: eletrn-volt

JEFF: Joint European Fission and Fusion

Gen-IV: Gerao IV de reatores nucleares

GFR: Gas-cooled Fast Reactor (reatores refrigerados a gs)

HM: Heavy Metal

KeV: Kilo eletrn-volt, corresponde a 10^3 eV

LFR: Lead-cooled Fast Reactor

LWR: Light Water Reactor

MeV: Mega eletrn-volt, corresponde a 10^6 eV

MOX: Mixed Oxide

MPa: Mega Pascal

MSFR: Molten Salt Fast Reactor

MWd: Mega Watt dia

MWt: Mega Watt trmico

MWe: Mega Watt eltrico

NEA: Nuclear Energy Agency

ORNL: Oak Ridge National Laboratory

PUREX: Plutonium Uranium Recovering and Extraction

SEFOR: Southwest Experimental Fast Oxide Reactor

SFR: Sodium-cooled Fast Reactor

TRU: Transurnicos

THM: Tone Heavy Metal

(Th, TRU)C: Carbet de Trio Transurnicos

(U, Pu)C: Carbetto de Urânio plutônio

UC: Carbetto de Urânio

UN: Nitreto de Urânio

(U, TRU)C: Carbetto de Urânio Transurânicos

UREX+: Uranium Extraction plus

RESUMO

Nas duas últimas décadas, as nações que investem e pesquisam a geração de energia através da fonte nuclear têm dedicado parte de seus esforços ao desenvolvimento de novas tecnologias para reatores nucleares. Parte desse investimento tem a ver com o teste de novos materiais, principalmente no que se refere a novos combustíveis. Diante de uma visão de mundo que respira a sustentabilidade, o reprocessamento e a reutilização de combustíveis queimados provenientes de reatores convencionais ganham vida na tecnologia nuclear, se mostrando uma alternativa real de fonte de energia para reatores de última geração. Diferentes concepções de reatores de 4^a geração têm sido propostas e precisam atender a algumas características básicas, tais como: queima estendida, melhoria na segurança passiva, gestão mais adequada de rejeitos radioativos, possibilidade de uso de combustível reprocessado e resistência à proliferação. Dentro deste contexto, o GFR (*Gas-cooled Fast Reactor*) é uma das promessas futuras, apresentando resultados neutrônicos satisfatórios quanto à utilização de combustíveis do tipo (U, Pu)C. Neste trabalho, o combustível do reator GFR tradicional usando (U, Pu)C foi substituído por um combustível reprocessado usando transurânicos (TRU), obtido através de técnica de reprocessamento não proliferante. Para a obtenção do combustível reprocessado, um combustível UO₂ com enriquecimento inicial de 3,1%, foi queimado em um PWR padrão, com queima total de 33,000 MWd/T(HM). Posteriormente foi deixado em piscina por 5 anos e finalmente reprocessado pelo método UREX+. Foram avaliados e estudados dois combustíveis, um diluído em urânio empobrecido, (U, TRU)C e outro diluído em tório, (Th, TRU)C. Foram simulados tanto o elemento combustível como o núcleo inteiro. Avaliações foram feitas tanto em estado estacionário, quanto durante a queima e foram comparados com os resultados obtidos usando o combustível padrão, (U,Pu)C. Os resultados mostram a possibilidade real de utilização dos TRUs como combustíveis em reatores do tipo GFR. O estudo foi realizado usando os módulos CSAS e TRITON do código SCALE 6.0.

Palavras chave: GFR, combustível reprocessado, reator rápido, TRU, tório

ABSTRACT

In the last two decades, nations that have invested in research and energy generation through nuclear source have devoted part of their efforts in developing new technologies for nuclear reactors. Part of this investment focuses on new material testing, particularly regarding new fuels. In a worldview that breaths sustainability, the reprocess and reuse of spent fuel from conventional reactors comes alive in nuclear technology, presenting itself as a real alternative of energy source for the latest generation of reactors. Different concepts of fourth generation reactors have been proposed and must meet some basic requirements, such as: extended burnup, improvement of passive safety, better radioactive waste management, possibility to use reprocessed fuel and proliferation resistance. In this context, the GFR (Gas-cooled Fast Reactor) is one of the future promises, presenting satisfactory neutronic results on the use of type of fuel (U, Pu) C. In the present work, the fuel of a traditional GFR reactor that uses (U, Pu)C was sub was replaced by a transuranic reprocessed fuel (TRU), obtained by non-proliferation reprocessing technology. The UO₂ fuel initially enriched by 3.1% was burned in a standard PWR, with full burn of 33,000 MWd/T. Afterward it was left in a pool for 5 years and finally reprocessed by UREX + method. Two fuels were studied and evaluated, one diluted with depleted uranium (U, TRU)C, and the other diluted in thorium (Th, TRU)C. Assessments were done in steady state and as well as during burning and were compared with results obtained using the standard fuel, (U, Pu) C. The outcome shows that the use of TRU as a fuel, in GFR type reactors, is a real possibility. The research was done using the SCALE 6.0 code modules.

Keywords: GFR, reprocessed fuel, fast reactor, TRU, thorium

LISTA DE FIGURAS

CAPÍTULO 01

- Figura 1.1** Fator de reprodução η , para o ^{233}U , ^{235}U e ^{239}Pu , (adaptado) [12].....21
- Figura 1.2** Espectro médio da probabilidade de fissão de transurânicos em um SFR e PWR carregado com combustível óxido. Fonte: referência 28 (adaptado).....23
- Figura 1.3** Núcleo GFR de 75 MWt da ALLEGRO. Fonte: referência 19.....36

CAPÍTULO 02

- Figura 2.1** Imagem da célula combustível. Fonte: referência 14 (adaptado).....40
- Figura 2.2** Elemento combustível homogêneo e heterogêneo. Fonte: referência 14 (adaptado).....41
- Figura 2.3** Núcleo homogêneo. Fonte: referência 15.....43

CAPÍTULO 04

- Figura 4.1** Elemento combustível heterogêneo proposto.....54
- Figura 4.2** Detalhes de uma célula combustível.....54
- Figura 4.3** Erro percentual relativo.....57
- Figura 4.4** Comparação de k_{inf} nos modelos homogêneo e heterogêneo.....59
- Figura 4.5** Evolução de k_{inf} para os modelos homogêneo e heterogêneo.....60
- Figura 4.6** Desvio padrão para os modelos avaliados.....63
- Figura 4.7** Evolução do ^{235}U e ^{238}U em 300 dias de queima.....66
- Figura 4.8** Evolução do ^{239}Pu e ^{241}Pu em 300 dias de queima.....66
- Figura 4.9** Evolução do ^{237}Np , ^{241}Am e ^{244}Cm em 300 dias de queima.....67
- Figura 4.10** Evolução dos absorvedores ^{135}Xe , ^{160}Gd e ^{149}Sm68

CAPÍTULO 05

- Figura 5.1** Evolução de k_{inf} com biblioteca V7-238 para os três combustíveis.....72
- Figura 5.2** Comparação da evolução de k_{inf} para todos os três combustíveis.....73

Figura 5.3 Concentração de ^{233}Pa e ^{233}U em 300 dias de queima.....	77
Figura 5.4 Nuclídeos físseis criados na composição (Th, TRU)C.....	78
Figura 5.5 Concentração de ^{234}U e ^{235}U para os três combustíveis.....	79
Figura 5.6 Soma das concentrações de nuclídeos físseis ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm e ^{237}Np	80
Figura 5.7 Soma das concentrações de nuclídeos fissionáveis, ^{238}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Am , ^{242}Cm e ^{243}Cm	80
Figura 5.8 Concentração dos principais absorvedores para os três combustíveis.....	81
Figura 5.9 Probabilidade de fissão dos nuclídeos físseis a 1200 K.....	83
Figura 5.10 Probabilidade de fissão dos nuclídeos fissionáveis a 1200 K.....	83
Figura 5.11 Espectro de nêutrons em função da energia para os três combustíveis.....	84
Figura 5.12 Espectro de nêutrons para os três combustíveis em baixas energias.....	85
Figura 5.13 Espectro de nêutrons para os três combustíveis na faixa térmica.....	86
Figura 5.14 Espectro de nêutrons para os três combustíveis em altas energias.....	87
Figura 5.15 Concentração de transurânicos durante a queima.....	88

CAPÍTULO 06

Figura 6.1 Núcleo GFR simplificado.....	90
Figura 6.2 Evolução de k_{inf} para os três combustíveis pela biblioteca V7-238.....	91
Figura 6.3 Comparação de k_{inf} para os três combustíveis em 1400 dias de queima.....	94
Figura 6.4 Evolução do coeficiente de temperatura dos combustíveis.....	95
Figura 6.5 Comportamento de k_{inf} para os três combustíveis com absorvedor.....	97

LISTA DE TABELAS

CAPÍTULO 02

Tabela 2.1 dados da célula combustível. Fonte: Referência 14 (adaptado).....	39
Tabela 2.2 Dados do elemento combustível. Fonte: referência 14 (adaptado).....	40
Tabela 2.3 dados da célula combustível. Fonte: 15 (adaptado).....	41
Tabela 2.4 Dados do núcleo homogêneo. Fonte: 15 (adaptado).....	42
Tabela 2.5 Resumo de algumas informações utilizados nesta dissertação.....	44

CAPÍTULO 04

Tabela 4.1 Parâmetros para cálculos BOC e EOC.....	51
Tabela 4.2 Concentrações do combustível para os sistemas homogêneo e heterogêneo.....	53
Tabela 4.3 Valores calculados de média e desvios padrão para as seis situações.....	55
Tabela 4.4 Cálculos de desvio padrão.....	56
Tabela 4.5 Valores de k_{inf} para quatro temperaturas em quatro bibliotecas.....	58
Tabela 4.6 Evolução de k_{inf} em 300 dias de queima.....	60
Tabela 4.7 Desvio padrão obtido nos programas.....	62
Tabela 4.8 Concentração dos principais isótopos para queima do (U, Pu)C.....	64
Tabela 4.9 Concentrações de alguns nuclídeos avaliados na queima.....	65

CAPÍTULO 05

Tabela 5.1 Porcentagens de material físsil nos três combustíveis.....	70
Tabela 5.2 Composição para os três combustíveis avaliados.....	71
Tabela 5.3 Comparação dos valores de k_{inf} para os três combustíveis em relação à referência.....	71
Tabela 5.4 Evolução de k_{inf} para os três combustíveis estudados.....	73
Tabela 5.5 Quantidade de material físsil formado nos três combustíveis.....	74
Tabela 5.6 Comparação entre densidades dos materiais.....	75
Tabela 5.7 Concentração dos principais isótopos para queima do (U, TRU)C.....	76
Tabela 5.7 Concentração dos principais isótopos para queima do (Th,TRU)C.....	77

CAPÍTULO 06

Tabela 6.1 Novas temperaturas para os componentes do núcleo.....	92
Tabela 6.2 Comparação de k_{inf} em duas condições de temperatura.....	92
Tabela 6.3 k_{inf} inicial e final para os três combustíveis a 969 Kelvin e em 1400 dias de queima.....	93
Tabela 6.4 k_{inf} para os três combustíveis com 100 cm de absorvedor.....	96
Tabela 6.5 k_{inf} para os três combustíveis com variações da altura do absorvedor.....	97

SUMÁRIO

INTRODUÇÃO	15
CAPÍTULO 1 – ESTADO DA ARTE.....	19
1.1. Conceitos Básicos	20
1.1.1 “Breeding”, Fator de Reprodução e Probabilidade de Ocorrência de Fissão.....	20
1.1.2 O Reprocessamento UREX +	22
1.1.3 Transmutação de Transurânicos	22
1.2 Combustível para Reatores Rápidos.....	24
1.2.1 Tório e Transurânicos no Combustível	25
1.3 Tipos de Reatores Rápidos.....	26
1.3.1 Sodium-cooled Fast Reactor	26
1.3.2 Lead-cooled Fast Reactor	27
1.3.3 Molten Salt Fast Reactor	27
1.3.4 Gas-cooled Fast Reactor	28
1.4 Propostas de Reatores Rápidos	28
1.4.1 Programa Nuclear Francês	28
1.4.2 Programa Nuclear Americano.....	29
1.4.5 Programa Nuclear Indiano	32
1.4.6 Programa Nuclear Japonês	33
1.5 Usos não Convencionais de Reatores Rápidos	33
1.5.1 Produção de Hidrogênio	34
1.5.2 Dessalinização da Água do Mar	34
1.6 Futuro Promissor para Reatores Rápidos.....	35
1.6.1 O Projeto ALLEGRO - GFR de 75 MWt.....	35
1.7 A Escolha do GFR.....	36
CAPÍTULO 3 - O REATOR REFERÊNCIA UTILIZADO NA DISSERTAÇÃO	39
2.1 Geometria da Célula, do Elemento Combustível e do Núcleo GFR.....	39
CAPÍTULO 3 - METODOLOGIA	45
3.1 Validação do Modelo e Cálculo de Criticalidade.....	45
3.2 Cálculos de Queima	47
3.2.1 Coeficiente de Reatividade Temperatura.....	47
3.2.2 Inserção do Absorvedor B_4C	49
CAPÍTULO 4 - VALIDAÇÃO DO MODELO PROPOSTO.....	51
4.1 Apresentação das Concentrações e Escolha da Biblioteca.....	51

4.2 Cálculo de Queima e Avaliação do Fator de Multiplicação de Nêutrons	59
4.5 Avaliação da Evolução da Composição do Combustível.....	63
CAPÍTULO 5 - AVALIAÇÃO DA INSERÇÃO DE TRU NO COMBUSTÍVEL	70
5.1 Cálculo de Criticalidade	70
5.2 Cálculo de Queima	72
5.4 Probabilidade de Fissão e Espectro Endurecido.....	82
CAPÍTULO 6: APLICAÇÃO DA PROPOSTA AO NÚCLEO GFR	89
6.1 Cálculo de Criticalidade	89
7.2 Cálculo de Queima	92
6.2.1 <i>Coefficiente de Temperatura</i>	94
6.2.2 <i>Criticalidade com o Absorvedor B₄C</i>	96
CONCLUSÃO.....	99
TRABALHOS PUBLICADOS E/OU APRESENTADOS EM CONGRESSO	101
TRABALHOS SUGERIDOS	102
APÊNDICE	103
INPUT COMENTADO	107
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	109

INTRODUÇÃO

Impossível conceber a sociedade contemporânea sem o desenvolvimento científico e tecnológico. Em nosso universo de necessidades, todas as grandes soluções para a humanidade requerem cada vez maior demanda de novos materiais, novas técnicas e, conseqüentemente, mais energia. Nesse contexto, o desenvolvimento das ciências nucleares torna-se imprescindível, sobretudo neste século, que demanda de forma tão evidente a necessidade de um crescimento sustentável. Desde seu uso medicinal e na indústria alimentícia, até soluções de problemas ambientais e na geração de energia, nosso caminho rumo ao futuro segue paralelamente ao desenvolvimento das ciências e técnicas nucleares.

Diante deste cenário, é conveniente mencionar que a partir dos anos 1960, verificou-se pela primeira vez na história, a possibilidade de se construir um reator nuclear que pudesse criar parte de seu próprio combustível, convertendo material fértil em físsil. As pesquisas que se estenderam nos anos 1970 e 1980 confirmaram a real possibilidade de usar parte dos rejeitos radioativos de usinas nucleares convencionais como combustível nuclear em uma nova geração de reatores. Após duas décadas de grandes investimentos, as dificuldades tecnológicas, sobretudo ligadas à necessidade de novos materiais e a descoberta da abundância de urânio no planeta, contribuíram para que os projetos desta concepção tivessem menos investimentos em relação a projetos de reatores convencionais [1, 2, 3]. Somente 20 anos mais tarde é que o século XXI traria consigo novas possibilidades.

Dentre outros aspectos, reatores nucleares caracterizam-se também pelo tipo de refrigeração que possuem e pela presença ou não de um moderador de nêutrons. O fluido refrigerante de um reator é a substância que fará a transferência de energia térmica do núcleo para os dispositivos de conversão desta em energia elétrica. A maioria dos reatores convencionais (*Thermal Reactors*) usa água para refrigerar o núcleo. A água tem também a propriedade de diminuir a velocidade dos nêutrons produzidos nas reações nucleares de fissão, reduzindo, portanto, sua energia, agindo desta forma, também como moderador de nêutrons. Em contrapartida, em um reator de nêutrons rápidos (*Fast Reactors*), a maior parte das fissões ocorre em um espectro de energia mais alto ou, mais endurecido. Assim, é possível que parte de seu combustível seja composto por nuclídeos, tais como amerício, cúrio e netúnio, que em reatores térmicos seriam rejeitos. A fissão destes nuclídeos, se dá principalmente em altas

energias, ocorrendo com baixíssima probabilidade nos reatores térmicos convencionais. Além disso, à medida que as reações ocorrem, estes núclídeos, são criados e consumidos, o que, em reatores rápidos, sugere menor quantidade de rejeitos, maior resistência à proliferação e maior tempo de operação antes da necessidade de recarga [1, 3]. Entretanto, nos reatores rápidos, não se pode usar a água como refrigerante. Neste caso, deve-se usar um material que refrigere, mas que apresente uma baixa seção de choque de espalhamento de nêutrons, ou seja, um material que não reduza a velocidade dos nêutrons, ou cuja redução seja minimizada.

Existem quatro modalidades de reatores rápidos. Eles podem ser refrigerados pelos metais líquidos sódio ou chumbo, por sais fundidos ou pelos gases carbônico ou hélio. Estes refrigerantes então, são aqueles que não reduzem a velocidade dos nêutrons, ou cuja redução é insignificante. Desta forma, esses nêutrons chegam ao combustível com uma energia cinética média maior, quando comparada aos reatores térmicos, daí o uso do termo *reator de nêutrons rápidos*, ou simplesmente, *reator rápido*.

O GFR (*Gas-cooled Fast Reactor*) é uma promessa para o futuro. A possibilidade de diminuir a quantidade de rejeitos radioativos de reatores nucleares em funcionamento hoje, o fato de reduzirem o risco de proliferação, sua capacidade de utilização na indústria petroquímica e para dessalinização da água do mar, são algumas de suas principais características que aguçam a curiosidade e alimentam a vontade de pesquisar.

A não proliferação de armas nucleares é de particular importância na sociedade. Reatores convencionais produzem plutônio (Pu) como resultado das reações nucleares de conversão. O Pu é a matéria prima na fabricação desse tipo de armamento. Reatores rápidos podem consumir parte do plutônio que é físsil e têm maior probabilidade de induzir fissão em isótopos fissionáveis. Deste modo, ao final de cada ciclo do reator, tem-se insuficiente material disponível para uma possível utilização bélica [1, 3]. O plutônio faz parte dos combustíveis mais tradicionalmente utilizados em reatores rápidos, cujo espectro mais endurecido também favorece a fissão de AMs (Actinídeos Menores), sobretudo o cúrio (Cm), o amerício (Am) e o netúnio (Np). Desta forma, uma proposta que possibilite a inserção de Pu e AMs como combustível, contribuiria para uma melhor utilização do combustível queimado, rico em Pu e AMs. Tal proposta, ainda impactaria também sobre a quantidade de rejeitos gerada pelos atuais reatores comerciais, uma vez que os Pu e AMs que fazem parte de

seu rejeito e são responsáveis pela maior parte de radiotoxicidade apresentada por este, seria utilizado como combustível [1, 3].

Dentre os vários combustíveis tradicionalmente propostos para serem utilizados em reatores rápidos, destacam-se o (U, Pu)C e (U, Pu)O₂, compostos bastante conhecidos e, de acordo com a pesquisa feita para esta dissertação, os mais promissores em termos neutrônicos, não somente com o GFR, mas em outras concepções de reatores rápidos [4, 5, 6]. Muitos outros tipos de combustíveis já foram propostos para reatores avançados. Além dos combustíveis já mencionados, é comum também o uso de um só transurânico, principalmente o amerício misturado ao urânio natural ou empobrecido, ou mesmo com um baixo enriquecimento [6, 7, 8]. Enquanto os óxidos são mais comuns em reatores rápidos refrigerados com metais líquidos, os carbeto são os preferidos para os GFR, em virtude de sua alta condutividade térmica em comparação aos óxidos, o que proporciona uma maior temperatura de saída do refrigerante, o que otimiza a neutrônica do GFR [7, 8, 9, 10]. Os carbeto comportam-se muito bem em temperaturas extremas, onde um óxido já não apresentaria o mesmo desempenho, além disso, sua resistência mecânica é mais eficiente, quando comparada aos óxidos [11, 12]. Diante destes fatos, alguns estudos da inserção de carbeto no combustível de reatores rápidos, sobretudo dos GFR, têm sido propostos. É o caso de trabalhos como os de Peter Yarsky [13], que em 2005 propõe um combustível do tipo UC (carbeto de urânio) para simulações neutrônicas em um GFR. Existem também três artigos dos pesquisadores mexicanos da Universidade Autônoma do México [14, 15, 16] que são as principais referências para esta dissertação e que propõe o uso de (U, Pu)C em suas simulações. Mais recentemente, em 2014, aparece a proposta ALLEGRO [17,18,19], que usa o MOX (*Mixed Oxide*), que é o óxido misto de urânio plutônio e também o (U, Pu)C em um mesmo núcleo GFR.

O ponto de partida desse trabalho será a proposta referenciada em [14], que trata de um elemento combustível homogêneo, cuja composição e geometria estão bem especificadas. O estudo será ampliado pela modelagem do mesmo elemento, substituindo Pu por TRU (Pu + AM_s). O material reprocessado será diluído em tório natural e em urânio empobrecido, substituindo a mistura de U-Pu da proposta original e os resultados serão comparados.

Deste modo, propõe-se uma dissertação de mestrado cuja organização segue os seguintes critérios:

1. Feita a introdução, o capítulo 2 inicia com uma visão geral das principais características dos reatores rápidos como peculiaridades no espectro e materiais mais utilizados. Termina fazendo um apanhado histórico das nações que construíram e operaram estas máquinas, indicando alguns dos principais problemas de ordem técnica encontrados.
2. O capítulo 3 apresenta a geometria do elemento combustível [14] e do núcleo modelados [15 e 16], usados como base de projeto desta dissertação.
3. No capítulo 4, é apresentada a metodologia para o desenvolvimento deste trabalho.
4. O capítulo 5 apresenta a validação do modelo desenvolvido para o combustível (U, Pu)C. Os resultados são comparados com as referências a *Begin Of Cycle (BOC)* e a *End Of Cycle (EOC)*.
5. No capítulo 6 são propostos e avaliados os dois novos combustíveis, (Th, TRU)C e (U, TRU)C. Os resultados são comparados com aqueles obtidos usando o combustível padrão, (U,Pu)C.
6. Finalmente, o capítulo 7 apresenta o núcleo modelado e os resultados obtidos usando os combustíveis propostos e o combustível padrão, agora em uma queima mais estendida e fazendo-se testes de coeficiente de temperatura e do absorvedor B₄C.

Como objetivo geral, pretende-se ampliar a avaliação neutrônica, introduzindo nos combustíveis destes reatores, os AMs. De uma forma específica, será avaliada a performance neutrônica destes combustíveis em um modelo GFR. Assim, um modelo será apresentado, validado e então será proposto um novo combustível reprocessado avaliando as possíveis modificações que sua inserção pode trazer à neutrônica desta atual e particular concepção de reator nuclear.

CAPÍTULO 1 – ESTADO DA ARTE

Os reatores de nêutrons rápidos diferenciam-se basicamente pelo tipo de fluido refrigerante. Os fluidos podem ser o chumbo ou o sódio, em estado líquido, sais fundidos ou gases, carbônico ou hélio. Para esta dissertação, o gás refrigerante utilizado será o hélio.

Rússia, França, Japão, Inglaterra, Índia e Estados Unidos foram as únicas nações que construíram e operaram reatores rápidos [1, 3]. Na Rússia e nos Estados Unidos foram operados reatores refrigerados a sódio e chumbo. Nos demais países, todos os projetos eram refrigerados por sódio ou por um composto de sódio-potássio [1, 3]. Os Estados Unidos ainda operaram o único reator rápido refrigerado por sais fundidos que se tem notícia. Quanto aos reatores rápidos refrigerados a gás, nenhum modelo ainda foi construído, no entanto, existe bastante informação e experiência de operação em reatores térmicos refrigerados a hélio.

Reatores rápidos modernos estão dentro das propostas denominadas Reatores de 4^a Geração, ou simplesmente Gen-IV [1]. A literatura científica nessa área é unânime ao creditar a esta nova classe de reatores algumas prerrogativas. Mesmo que alguns autores apontem cinco ou seis delas, especialmente uma de nossas principais referências históricas, o “*Gen IV International Forum*” [1] realizado em vários anos anteriores, propõe tais prerrogativas que são resumidas abaixo:

- Produção segura e econômica de eletricidade com possibilidade real do uso não convencional para dessalinização da água do mar e produção de hidrogênio.
- Permitir o acesso de todos quantos queiram à tecnologia nuclear zelando pela não proliferação e/ou agressões terroristas.
- Possibilidade de utilização de materiais fissionáveis e férteis como ^{238}U que se converte em ^{239}Pu ou o ^{232}Th que se converte em ^{233}U .
- Produzir menos rejeito radioativo de vida longa, mantendo actínídeos dentro do ciclo do combustível, ou seja, com a real possibilidade de sua reutilização.

Vale ainda observar, que para atender ao menos às duas últimas especificações acima citadas, o projeto de um reator Gen-IV precisa operar em um ciclo de combustível fechado. É isto que irá garantir a redução da radiotoxicidade de seus rejeitos e facilitar sua deposição final [1, 3, 18].

Outra característica fundamental de um reator de nêutrons rápidos é justamente a energia média mais provável de indução de fissão no núcleo do reator. Em um reator térmico, que utiliza moderador e ^{235}U como principal material físsil, a energia mais provável dos nêutrons que induzem fissão é da ordem de 10^{-2} (eV). Em um núcleo de um reator rápido, sem moderador e tendo como combustível principal o ^{239}Pu , a probabilidade de induzir fissão na faixa de energia mais alta, acima de 1000 (eV), aumenta consideravelmente. Tal característica também é favorável à fissão de isótopos fissionáveis, tais como o amerício, cúrio e netúnio, presentes em combustíveis reprocessados por técnicas não proliferantes [21, 22, 23]. A seguir, alguns conceitos básicos serão apresentados a fim de apontar as principais diferenças entre reatores rápidos e aqueles que utilizam moderadores de nêutrons.

1.1. Conceitos Básicos

1.1.1 “Breeding”, Fator de Reprodução e Probabilidade de Ocorrência de Fissão

Um ponto importante a ser levado em consideração é a possibilidade de converter isótopos férteis em físsis, que é chamada na literatura de “*breeding*”, fazendo referência à capacidade de um sistema em transmutar esses núclídeos. Reatores rápidos, por apresentarem esta característica, também são chamados de “*breeding reactors*”. Neste contexto, um importante conceito a ser mencionado é o número médio de nêutrons liberados em uma fissão, denotado por $\bar{\nu}$. Para $\bar{\nu} > 1$, a reação que cria núclídeos é possível, e para $\bar{\nu} > 2$, tem-se mais material físsil sendo criado que consumido, o que também é uma possibilidade [1, 18, 26].

Outro importante conceito que leva em consideração o número médio de nêutrons liberados na fissão é o fator de reprodução η , que é o número médio de nêutrons gerado por nêutron absorvido. Este fator está em função da energia do nêutron. A figura 1.1 ilustra o fator de reprodução para três núclídeos físsis, o ^{233}U , o ^{235}U e o ^{239}Pu . Repare que para energias mais altas, onde o espectro é mais endurecido, aumenta-se também o fator de reprodução. Ele é especialmente mais elevado em energias superiores a 1 MeV, faixa de operação absolutamente comum para reatores rápidos.

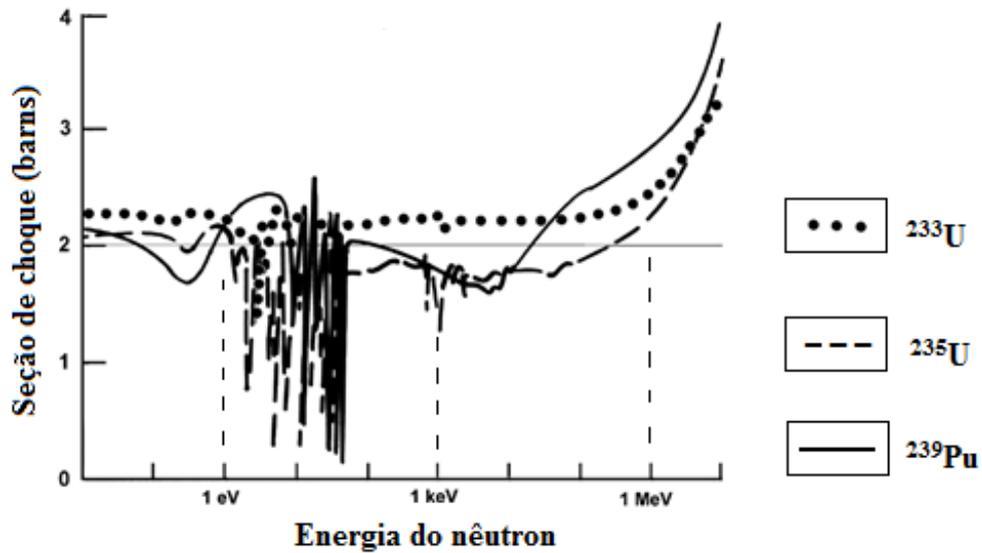


Figura 1.1 Fator de reprodução η , para o ^{233}U , ^{235}U e ^{239}Pu (adaptado) [12].

O fator de reprodução também leva em consideração as seções de choque de fissão, σ_f , e de absorção, σ_a , de acordo com a equação 1.1.

$$\eta = \frac{\bar{\nu} \cdot \sigma_f}{(\sigma_f + \sigma_a)} \quad (1.1)$$

Como resultado, por exemplo, considerando uma mesma quantidade de urânio natural, reatores rápidos podem fissionar cerca de 30 vezes mais núcleos que reatores térmicos convencionais [12].

Um dado importante a ser analisado em sistemas rápidos e com a utilização de combustíveis com uma mistura de isótopos físeis e fissionáveis é a probabilidade de ocorrência de fissão, dada pela razão entre a seção de choque microscópica de fissão, σ_f e seção de choque microscópica de absorção total, neste caso, representada pelo somatório das seções de choque de fissão σ_f e de captura radiativa σ_γ , representada a seguir:

$$\eta = \frac{\bar{\nu} \cdot \sigma_f}{(\sigma_f + \sigma_a)} \quad (1.2)$$

Este fator será importante para avaliar a probabilidade de queimar transurânicos para gerar energia e assim usá-los como combustível em sistemas rápidos.

1.1.2 O Reprocessamento UREX +

O reprocessamento UREX+ (*Uranium Reduction and Extraction*), é um método desenvolvido pelo ANL (*Argonne National Laboratory*) e foi criado pensando em uma maior resistência à proliferação, pois ao contrário do método PUREX, o plutônio não pode ser recuperado sozinho. O método ainda apresenta uma baixa toxicidade em relação ao PUREX, do qual foi aperfeiçoado [21, 23].

O reprocessamento via UREX+ baseia-se em cinco passos de extração por solventes que separa o combustível irradiado em sete frações diferentes, facilitando, com isto, a obtenção final dos núclídeos desejados. O primeiro passo é a extração do urânio, juntamente com o tecnécio, céscio e estrôncio a partir de uma solução aquosa de ácido nítrico. Na sequência, o plutônio é extraído juntamente com o netúnio. O amerício e o cúrio também são extraídos juntos, mas também podem ser obtidos separadamente. O método, além de ser vantajoso com relação à não proliferação, apresenta um aproveitamento superior a 99,99 % de U e Pu do rejeito. Por outro lado, apresenta uma desvantagem por necessitar de uma química especialmente desenvolvida para ele e que é bem mais cara do que o método PUREX [21, 23, 28, 29].

1.1.3 Transmutação de Transurânicos

A transmutação ocorre quando uma reação nuclear é induzida. No caso particular de um reator rápido, o objetivo é aproveitar a energia disponível em núclídeos fissionáveis e férteis que compõe o combustível reprocessado a fim de propor um sistema que induza fissão nestes isótopos. A figura 1.2 mostra como se comportam as transmutações de alguns isótopos dos actínídeos, cúrio, amerício e plutônio, em função da probabilidade de fissão (Eq. 1.2), considerando espectros característicos de reatores térmicos e rápidos. É perceptível a vantagem de um reator rápido sobre um térmico no que diz respeito à probabilidade de fissionar tais isótopos.

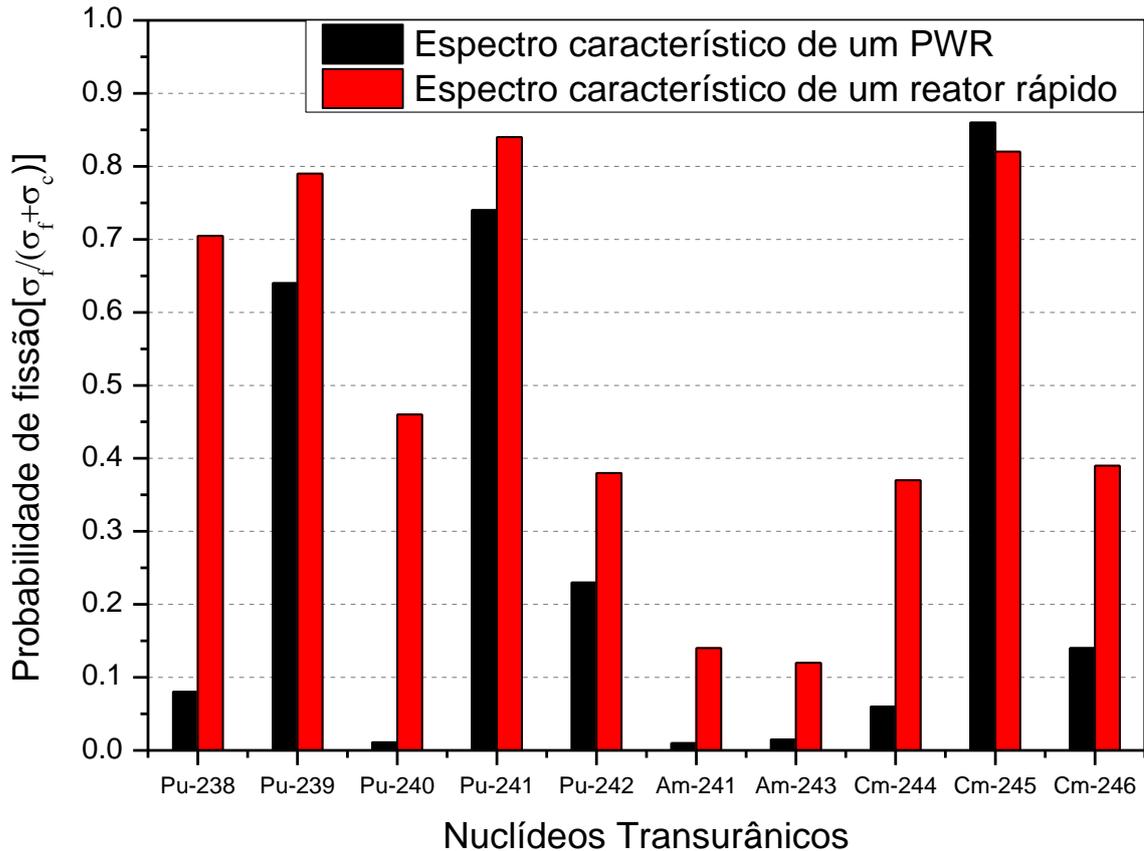


Figura 1.2 Probabilidade de fissão de transurânicos em um SFR e PWR carregado com combustível óxido.

Fonte: *W.F. G. van Roijen* (adaptado).

Os actínídeos menores que poderão ser transmutados apresentam seções de choque microscópica de captura radioativa muito baixas, isto implica na necessidade de um alto fluxo de nêutrons para que tais reações adquiram uma probabilidade significativa. Reactores rápidos, com seu espectro característico mais endurecido, podem fornecer o fluxo de nêutrons necessário para sustentar tais reações, sem apresentar as dificuldades no controle da reatividade, próprias de reatores térmicos quando submetidos a alto fluxo neutrônico [27, 28].

Para lidar com energias maiores, um reator precisa ter um combustível que suporte um alto fluxo neutrônico, o que induz uma temperatura de operação mais elevada quando comparado a um LWR, por exemplo. Para tanto, vários materiais constituintes do núcleo têm sido testados, sobretudo nos últimos 15 anos [29, 30]. O tópico a seguir, irá apresentar quais são os principais combustíveis com histórico de operação e também aqueles cujos testes foram feitos somente em modelagens computacionais.

1.2 Combustível para Reatores Rápidos

Os combustíveis testados desde os anos 1960 permitiram a evolução e conhecimento do seu comportamento em diversas situações. Os do tipo metálico foram largamente usados até meados dos anos 1990 devido à baixa disponibilidade de urânio enriquecido no mercado. Três critérios foram estabelecidos [30, 31, 32] para a fabricação de combustíveis com base nos carbetos para que sua utilização seja viável, seja com urânio ou plutônio, são eles:

1. Temperatura de fusão superior a 2.000 °C.
2. Densidade superior a 5 g/cm³.
3. Potencial de queima superior a 5 % HM.

Ocorre que os óxidos também apresentam estas mesmas propriedades e além disto, seu custo de fabricação é menor e os problemas de inchaço nas pastilhas, característicos de combustíveis metálicos são bem menos prováveis [3, 7, 27, 28]. Os óxidos foram os combustíveis utilizados nos três reatores russos da era dos reatores BN (*Breeding Reactors*). Os modelos de 350, 600 e mais recentemente, o BN-800 MWe, que foi inicializado em 2014 foram os mais promissores reatores rápidos já construídos [3]. Além destes, óxidos, inclusive o MOX, também foram utilizados no reator japonês Monju [3, 38].

Carbetos apresentam uma característica importantíssima que pode ser suficiente para sua escolha em detrimento dos óxidos, sobretudo quando se pensa em GFR. Trata-se de sua alta condutividade térmica em comparação aos óxidos. Enquanto no (U, Pu)O₂ por exemplo, a condutividade térmica não passa de 3 W/mK, no (U, Pu)C ela é próxima de 20 W/mK [28]. Esta propriedade é de particular importância em um reator rápido cuja principal característica é justamente sua capacidade de atingir altas temperaturas de saída do refrigerante, como é o caso do GFR. Os reatores rápidos refrigerados a metal líquido também atingem altas temperaturas, mas em virtude da necessidade de um segundo circuito de transferência de calor, eles acabam perdendo parte de sua capacidade térmica. Ainda vale lembrar que a técnica de reprocessamento para óxidos é “*proliferante*”, uma vez que o plutônio é obtido separadamente, enquanto que a técnica de reprocessamento nos carbetos é o UREX+, que é “*não proliferante*”, em virtude de o plutônio ser obtido sempre associado a um actínio [21, 23], inviabilizando, desta forma, sua utilização bélica. Na sequência, a próxima seção fará uma iniciação relativa à utilização de tório e transurânicos no combustível nuclear.

1.2.1 Tório e Transurânicos no Combustível

As propriedades físico-químicas dos transurânicos e do tório são muito parecidas às do urânio. Praticamente não há alterações de densidade, temperatura de fusão e condutividade térmica. O estudo da inserção destes elementos em reatores tem sido uma prática relativamente comum nas últimas décadas. Vários autores têm feito testes para desempenho de combustíveis em reatores rápidos, sobretudo em SFRs [Ex.: 6, 12, 26]. O DEN (Departamento de Engenharia Nuclear) da UFMG, sobretudo o *Grupo de Pesquisas em Combustível Reprocessado*, tem publicado, principalmente nos últimos dez anos, estudos que promovem a utilização do tório e de transurânicos em algumas concepções de reatores [Ex.: 39, 40, 41, 42, 43]. Em 2010, o INL apresentou um estudo sobre as possibilidades de uso de transurânicos em combustíveis do tipo carbeto [44]. No documento, os autores apresentam uma composição à base de plutônio, netúnio e amerício e fazem uma análise dos núclídeos criados em uma queima de 950 dias. O núcleo modelado era refrigerado a sódio e as simulações foram feitas no SCALE 6.0, mesmo programa a ser utilizado nesta dissertação. O estudo conclui que o combustível baseado em transurânicos é viável para operar um reator rápido. Outro artigo apresenta testes com os dióxidos de plutônio, urânio e tório, associado aos actinídeos menores amerício, cúrio e netúnio. Os combustíveis (Th, TRU)O₂ e (Th, Pu)O₂ foram testados em uma experiência real com o reator BN-800 russo. Os mesmos combustíveis ainda foram testados em simulações com reatores rápidos refrigerados a sódio e chumbo em modelos de 600 MWe proposto pela IAEA [25]. No mesmo artigo, óxidos de urânio e tório ainda foram testados em modelos diferentes de reatores refrigerados com sais fundidos com o objetivo de testar a capacidade de criação de ²³³U a partir do ²³²Th. Estes e outros trabalhos relacionados, usaram combustíveis do tipo óxido, tais como (U, Pu)O₂, (U, TRU)O₂ e (Th, TRU)O₂ [33, 34, 38]. Alguns autores como *G. Bart, F.B. Botta, C.W. Hoth, G. Ledergerber, R.E. Mason e R.W. Stratton* [36], utilizaram somente o combustível metálico do tipo (U, Pu)C em seus estudos simulados. Pesquisadores do INL e do ANL também realizaram um estudo sobre a inserção de actinídeos menores em um reator rápido refrigerado a sódio [26, 52]. Finalmente, *W. Roijen* e pesquisadores da *University of South Carolina*, realizaram estudos sobre a inserção de TRU em um modelo de GFR de 600 MWt, adicionando quantidades diferentes dos actinídeos cúrio, amerício e netúnio, a fim de avaliar alguns aspectos do comportamento neutrônico [28, 45]. Os autores informam que o combustível utilizado na simulação tinha a forma (U, Pu)C + MA. Não foi encontrado nesta pesquisa, nenhuma referência à diluição de TRU em tório para um combustível do tipo carbeto em um reator

rápido, tampouco em um GFR. A utilização do combustível metálico diluído em tório em um GFR então, é tida aqui como um fator inovador.

1.3 Tipos de Reatores Rápidos

Como já foi mencionado, uma das diferenças básicas entre as concepções de reatores é o tipo de refrigerante. Esta característica leva à necessidade de um combustível que seja mais compatível com cada um deles. Os quatro modelos serão apresentados a seguir.

1.3.1 Sodium-cooled Fast Reactor

O SFR é um reator rápido refrigerado a sódio. Eles são projetados com dois circuitos de troca de calor, um primário e um secundário. O sódio do circuito primário passa pelas barras de combustível e torna-se radioativo. Ele não entra em contato com o sódio do circuito secundário que por sua vez aquece a água do trocador de calor, transformando-a em vapor que será direcionado à turbina [1]. Apesar de uma excelente performance do combustível, o sódio apresenta a séria desvantagem de ser altamente reagente com água e ar. Antes dos anos 2000, quase todos os reatores desse tipo apresentaram problemas de incêndios e explosões devidas ao sódio [1, 2]. A única exceção é o BN-800 russo, que, segundo a rádio “*Voz da Rússia*” [46] entrou em operação em 21 de junho de 2014. Os principais reatores rápidos já operados no mundo, eram refrigerados a sódio, possuíam dois circuitos e usaram combustível do tipo óxido misto urânio-plutônio, o MOX [5, 10, 38]. O sódio, como refrigerante apresenta algumas dificuldades técnicas. Dentre elas, destacam-se quatro:

1. **Baixo ponto de fusão:** Fundindo-se em torno de 98 °C, o sódio apresenta um problema ao se desligar o reator. Todo o refrigerante deve ser mantido acima da temperatura de fusão, ou haverá solidificação.
2. **Altamente reativo:** Por ser altamente reativo com água e ar, o sódio deve ser mantido fora do contato com estas substâncias. As reações liberam grande quantidade de energia, podendo haver incêndios e explosões.
3. **Sistema secundário:** O isótopo ^{23}Na pode absorver um nêutron no sistema primário. O resultado é o isótopo ^{24}Na que libera radiação gama. Neste caso, haveria necessidade de um sistema secundário, o que aumenta os custos e reduz a temperatura de saída do refrigerante.

4. Possibilidade de aumento local na reatividade: O sódio ainda pode apresentar-se na fase gasosa, formando micro bolhas no refrigerante, o que pode elevar a um aumento local na reatividade, ocorrência esta, altamente perturbadora à segurança de um reator nuclear [1, 2, 3].

A segurança das instalações nucleares ao se lidar com o sódio, requer uma análise detalhada, planejamento e execução dispendiosos. Durante os reparos, o combustível tem de ser removido, o sódio drenado e todo o sistema lavado cuidadosamente com soluções especiais para remover sódio residual, sem que haja contato com água ou ar. Tais procedimentos podem levar meses ou até mesmo anos. [1, 2, 3].

No entanto, segundo *Cochran* [2] e *A. M. Judd* [12], sua alta condutividade térmica associada a altos valores dos coeficientes de transferência de calor, resultam em uma alta eficiência termodinâmica.

1.3.2 Lead-cooled Fast Reactor

O LFR é o reator rápido refrigerado com chumbo fundido. O núcleo fica imerso no metal líquido, assim como em um SFR. O chumbo reage quimicamente com o aço, o que produz altas taxas de corrosão neste material. Além disso, exige altas taxas de bombeamento, devido a sua alta densidade, o que demanda maior gasto de energia com bombas mais potentes e mais complexas [1, 26]. A experiência, no entanto, mostra a possibilidade deste tipo de reator vir a ser novamente construído no futuro, uma vez que ele já possui histórico de operação por russos e americanos.

1.3.3 Molten Salt Fast Reactor

O MSFR é uma concepção de reator diferente no que diz respeito ao combustível. Sais fundidos de lítio, tório e plutônio ($\text{LiF-ThF}_4\text{-PuF}_3$) [1], podem ser uniformemente diluídos no combustível. Outra possibilidade é adicionar ao refrigerante de sais fundidos pequenas esferas revestidas por carbono e no seu interior, uma microesfera de 0,5 mm diâmetro composta por dióxido de urânio. As esferas ficariam suspensas e igualmente distribuídas no fluido refrigerante, da mesma forma que os sais. Em ambos os casos, evita-se a fabricação do elemento combustível, mas adiciona-se gastos ainda maiores, relativos à necessidade de uma

instalação química associada à usina nuclear, a fim de purificar o refrigerante continuamente, retirando dele produtos de fissão indesejáveis, sobretudo aqueles altamente absorvedores.

1.3.4 Gas-cooled Fast Reactor

Atualmente, (2015), existem 22 reatores refrigerados a hélio em operação no mundo [1], nenhum deles, no entanto, é um reator rápido. De fato, um GFR nunca foi construído, mas as pesquisas teóricas realizadas principalmente a partir do início deste século, revelam neste, uma futura potencial tecnologia, em virtude das possibilidades associadas a esta concepção e às vantagens do hélio como refrigerante. Trata-se de um gás inerte, ou seja, não reage quimicamente com outros elementos, é monofásico e dispensa um circuito secundário, o que promove a mais alta eficiência térmica entre os reatores rápidos [12, 18]. Em contrapartida, o hélio necessita ser operado no núcleo a altas pressões, da ordem de 7,0 MPa, o que pode provocar vibrações na estrutura.

A escolha de um reator nuclear específico cabe a cada projeto, a cada nação. Investir em um determinado tipo de reator depende de vários fatores, dentre eles, destacam-se a disponibilidade de recursos financeiros e o domínio seguro das tecnologias envolvidas na construção e operação do reator. O tópico a seguir, apresentará um breve histórico dos principais projetos no mundo.

1.4 Propostas de Reatores Rápidos

O breve histórico que se segue, abrange os principais reatores rápidos já construídos e operados por seis nações, França, EUA, Rússia, Inglaterra, Japão e Índia. Para detalhes mais minuciosos a esse respeito, pode-se consultar as obras completas que servem como referência para esta parte do trabalho, as referências 1, 2 e 3 da lista de referências.

1.4.1 Programa Nuclear Francês

O primeiro reator rápido francês foi o *Rapsodie*. Era um reator de pesquisa e de características que, nos anos 1960 -1970, foram consideradas altamente modernas. Uma vez conhecido o problema da reação sódio-água que poderia causar incêndios e explosões, o reator foi

projetado com dois circuitos. Desta forma, estabelece-se um isolamento do circuito de sódio que passa pelo núcleo, o que minimiza os problemas no caso de vazamento, mas reduz a temperatura de saída do refrigerante. O núcleo foi abastecido com 31,5 kg de Pu^{239} e 79,5 kg de U^{235} [1].

O *Rapsodie* funcionava havia um ano, quando entrou em operação o segundo reator rápido francês, o *Phénix*. Este era bem maior que o primeiro. Seu núcleo era carregado com 930 kg de combustível, sendo 77% de Pu^{239} , o que proporcionava uma potência de 560 MWt [1]. Foi o primeiro reator a usar combustível reprocessado. Em 1973 atingiu a criticalidade e foi interligado à rede de distribuição francesa.

Em 1977 o projeto francês evoluiu para o *Superphénix*. Em 1986, seis meses após ter atingido a supercriticalidade, ocorreu o maior desastre nuclear da história, o de Chernobyl na Ucrânia. O evento produziu uma mobilização mundial, sobretudo na Europa, contra a tecnologia nuclear. Além disso, todos os modelos franceses apresentaram vazamentos de sódio, gerando explosões e incêndios, além de apresentarem variações de reatividade do núcleo devido à mudança de fase do sódio. Em meio aos protestos e principalmente após *Chernobyl*, tornou-se insustentável lidar com tais incidentes que levavam a constantes desligamentos e/ou diminuição de potência. Dez anos após sua inicialização, o *Superphénix* foi permanentemente desativado. Atualmente, o reator passa pelo processo de desmontagem, o que se espera alcançar até 2025 [1].

1.4.2 Programa Nuclear Americano

O interesse imediato americano nos reatores rápidos era a produção de plutônio para armas nucleares [2], desligando o reator, assim que este objetivo fosse atingido. Em 1944 os pesquisadores do *Argonne National Laboratory* estavam decididos a usar o U^{238} para obtenção do Pu^{239} por conversão e isto a partir de um reator rápido. Instituiu-se pela primeira vez o termo “*breeder reactor*”, que pode ser traduzido como “*reator criador*”, dada a sua capacidade de criar grande quantidade de material físsil e fértil. O primeiro reator rápido do mundo foi o *Clementine* de 0,25 MWt. Era um reator experimental refrigerado a mercúrio. O *Clementine* apontou problemas com o vazamento deste refrigerante, mas foi o inchaço do

combustível que promoveu seu desligamento em 1952, apenas três anos após atingir a criticalidade [2].

O segundo reator rápido americano, o *LAMPRE-I* de 20 MWt era refrigerado a sódio. Alcançou a criticalidade em 1961. Na sequência, o EBR-I foi o primeiro reator rápido a gerar eletricidade e era resfriado com um composto de sódio-potássio. O EBR-II foi o reator rápido americano mais bem-sucedido. Era refrigerado a sódio e foi abastecido com combustível metálico à base de urânio altamente enriquecido. Alcançou a criticalidade em 1963 e foi operado por mais de 30 anos, sendo permanentemente desligado somente em 1994 [2]. Depois vieram o Fermi-1, que apresentou problemas de projeto e o “*Southwest Experimental Fast Oxide Reactor*”(SEFOR), que testou o combustível misto de urânio e plutônio, o MOX. Foi o primeiro teste desse tipo de combustível no mundo. Este reator também era apenas para testes e foi desligado três anos após sua inicialização [2].

Ainda nos anos 1960 foram construídos dois pequenos reatores do tipo MSFR. Um de 1,5 e outro de 8,0 MWt. Os reatores foram projetados com a finalidade de demonstrar a viabilidade técnica desta concepção, que une refrigerante e combustível em um único fluido. Projetos maiores, no entanto, nunca foram concretizados, principalmente por alegações orçamentárias, pois a operação desse tipo de reator é bastante dispendiosa. Da mesma forma que os modelos franceses, todos os modelos americanos refrigerados a sódio apresentaram pequenos, mas constantes vazamentos do refrigerante, muitas vezes gerando incêndios e /ou explosões que, mesmo pequenas, eram, obviamente, insustentáveis.

1.4.3 Programa Nuclear Russo

O programa nuclear russo iniciou-se em 1949 sob a alegação de que em breve as reservas mundiais de urânio seriam escassas. Desta forma, seria necessário investir em um tipo de reator que pudesse economizar urânio, produzindo parte de seu próprio combustível. O programa iniciou com escassez de material, de mão de obra especializada, de dinheiro e de pesquisa teórica adequada [1, 2].

Entre 1955 e 1970, operaram na ex União Soviética cinco reatores rápidos, todos de testes. Apenas o primeiro era refrigerado a mercúrio e apresentou os problemas conhecidos do contato com o aço. Em 1969, entrou em operação o BN-350 que quatro anos depois sofreria o

único, porém grande vazamento de sódio. O problema foi contornado com o isolamento de um setor do circuito primário. Apesar disso, o BN-350 foi um reator considerado confiável. Alcançou, ao longo da vida 85% de fator de disponibilidade. O trocador de calor intermediário operou por mais de 160.000 horas ininterruptas sem apresentar quaisquer problemas. Este reator foi de extrema importância na história dos reatores rápidos. Às margens do mar cáspio, foi o primeiro do mundo a ser usado para dessalinização da água do mar, chegando a disponibilizar mais de 120.000 m³ de água por dia [47].

Na sequência, em 1982 começou a operar o BN-600. Alguns dados interessantes e promissores mostram que as bombas de sódio para este modelo, funcionaram durante 105.000 horas sem apresentar defeitos. Ele chegou a operar por 102.139 horas ininterruptas, o que contribuiu para um fator de disponibilidade de 73% [2]. O programa nuclear russo, no entanto, sofreu um choque brutal com o acidente de *Chernobyl*, em 1986 e todos os projetos foram revisados. O lançamento de um modelo comercial, o BN de 1600 MWt foi desacelerado. Além disso, dez anos antes deste acidente, foi descoberta uma imensa jazida de urânio no Cazaquistão, integrado à então União Soviética. A descoberta fez acelerar as pesquisas e construção de reatores térmicos moderados a grafite em detrimento dos reatores rápidos [2]. Até aqui, todos os modelos russos também tiveram problemas com o sódio, porém, em uma escala e intensidade bem menores que os modelos americanos e franceses.

Quarenta anos de pesquisa teórica e testes de materiais, tipo e comportamento do combustível bem como melhoramentos na segurança especificamente para a reação sódio-água/sódio-ar/sódio-metal serviram para que a Rússia ocupasse um lugar privilegiado no que se refere à tecnologia de reatores rápidos refrigerados a sódio [2]. Em junho de 2014, entrou em funcionamento o BN-800, que reuniu toda a experiência adquirida anteriormente para projetar um reator refrigerado a sódio que não apresentasse o pesadelo dos incêndios de sódio. Dados experimentais relativos a testes do combustível (U, Pu)O₂ neste reator estão disponíveis na internet. O BN-1200 é prometido para 2017 [46].

1.4.4 Programa Nuclear Inglês

O início das atividades com os reatores rápidos ingleses começou em 1961 com o DFR, sigla em inglês para “*Dounreay Fast Reactor*”. Os ingleses iniciaram o projeto com bastante desconfiança e incredulidade de um grande grupo de cientistas. O DFR era um reator

experimental refrigerado com um composto de sódio-potássio [2]. Até meados dos anos 1970 outros dois protótipos operaram, nenhum deles, no entanto, com suficiente eficiência. Todos apresentaram vários pequenos vazamentos de sódio. O desenvolvimento de novos materiais, sobretudo novos compostos metálicas, bem como a melhoria no projeto de tubos, conexões, bombas dentre outros, sugeria que vazamentos de sódio logo fariam parte do passado. Outros cientistas, no entanto, achavam que o sódio como refrigerante era uma escolha errada e que os constantes vazamentos não seriam solucionados apenas com novos materiais e tecnologia. Ao final dos anos 1970 então, os reatores térmicos moderados a água leve (LWR), pareceram muito mais vantajosos. Sua tecnologia era mais simples e o preço do urânio já não estava tão elevado.

Em 1983 partículas radioativas foram detectadas em praias próximas a *Dounreay* [1, 2]. Três anos mais tarde veio *Chernobyl*, lançando sobre o mundo inteiro um manto negro de dúvidas em relação à tecnologia nuclear. Diante de um cenário de protestos, muitas vezes violentos, mesmo achando importante o desenvolvimento da tecnologia dos reatores rápidos, o governo inglês se indis pôs financeiramente em continuar o projeto. Vinte anos se passaram até que o *Dounreay* fosse finalmente descomissionado e o projeto dos rápidos ingleses foi definitivamente abandonado.

1.4.5 Programa Nuclear Indiano

Estudos teóricos para reatores rápidos indianos datam dos anos 1960. A Índia é pobre em reservas de urânio [1, 2], então, um reator que pudesse usar combustível reprocessado seria uma solução vantajosa para este país. Com a colaboração francesa, o primeiro reator desse tipo, de 10 MWt nasceu em 1965, mas erros de projeto produziram seu abandono em 1969. A parceria francesa continuou e engenheiros e cientistas da área nuclear foram treinados na França por vários anos. De posse da experiência com os reatores rápidos franceses, os indianos lançaram seu novo reator rápido, muito parecido com os modelos franceses. O FBTR, sigla para "*Fast Breeder Test Reactor*" foi inicializado em 1985, mas somente em 1993 foi ligado seu pequeno gerador de vapor. Nesse período, o programa foi marcado por várias interrupções motivadas por uma série de incidentes com o vazamento do sódio, fato este, responsável por apenas 20% de fator de disponibilidade. Ainda assim, a Índia projetou seu terceiro e último reator experimental, o PFBR, sigla para "*Prototype Fast Breeder Reactor*". Sua construção foi iniciada em 2004 com previsão de funcionamento em 2010.

Problemas técnicos, financeiros e uma política internacional desfavorável no que se refere à proliferação, retardam sua conclusão, de modo que a previsão de inicialização passou para 2012, depois 2014 e até o presente momento (2016), parece não haver nova previsão [1, 2].

1.4.6 Programa Nuclear Japonês

O primeiro reator rápido de testes japonês foi iniciado em 1977 com uma potência de 50 MWt. Na sequência, no início dos anos 1980, veio o reator “*Joyo*” (Eterno Sol), ambos refrigerados a sódio. Ao final de trinta anos de operação, eles somavam menos de 40 % de efetiva operação. Paralelamente ao projeto *Joyo*, o Japão já investia em um reator maior, chamado *Monju*. Programado para queimar o MOX [1, 2]. O reator, de 280 MWe atingiu a criticalidade em 1994, mas em 1995 experimentou um grande vazamento de sódio do circuito secundário que resultou em um incêndio de grandes proporções. Ele foi desligado e seu reinício marcado para 2001, posteriormente para 2005, depois 2008, mas o reinício só se deu mesmo em 2010 [2]. Nesse mesmo ano, novos problemas de ordem mecânica não absolutamente identificados foram detectados. Em 2011, com o acidente nuclear de Fukushima, a situação ficou ainda mais crítica pela crescente desaprovação popular ao programa nuclear japonês. A situação (em 2016) é que o *Monju* encontra-se ainda desligado e sem data marcada para uma suposta reinicialização.

A Alemanha também construiu e operou este tipo de reator, assim como mais recentemente a Coreia do Sul e possivelmente a China [1]. A bibliografia utilizada nesta pesquisa, no entanto, não contempla o desenvolvimento de projetos destas nações, de modo que nenhuma publicação confiável foi encontrada.

1.5 Usos não Convencionais de Reatores Rápidos

Os usos não convencionais da energia nuclear a partir dos reatores de nêutrons rápidos estão associados atualmente a duas realidades principais. A produção de hidrogênio, para suprir as necessidades da indústria petroquímica é a primeira e está também associada ao uso do hidrogênio na propulsão veicular [1, 2, 48]. A outra é que reatores rápidos podem ser utilizados para dessalinização da água do mar, sobretudo o GFR, por atingir temperaturas

mais elevadas, o que torna o processo mais eficiente. Estas duas aplicações serão ligeiramente discutidas.

1.5.1 Produção de Hidrogênio

A necessidade do hidrogênio cresceu em grande quantidade nas últimas décadas, principalmente para a demanda da indústria petroquímica, onde seu uso é relacionado à purificação de combustíveis fósseis. Para sua produção, no entanto, é necessário submeter o gás natural a uma temperatura mínima de 700°C , o que aumenta consideravelmente os custos e a emissão de CO_2 . Em um reator nuclear de nêutrons rápidos, sobretudo em um GFR abastecido com combustível metálico [1, 34, 49], a alta temperatura de saída do refrigerante poderia ser utilizada na produção de hidrogênio [46], sem afetar em nada a produção de eletricidade. A coprodução (geração núcleo elétrica + hidrogênio) ainda poderá ser utilizada para geração de combustíveis para automóveis. Um protótipo de um veículo movido a hidrogênio já foi desenvolvido pelos japoneses. A Toyota espera lançar um modelo comercial ainda este ano (2016). Modelos não comerciais já foram testados tanto pela Toyota quanto pela Honda [51].

1.5.2 Dessalinização da Água do Mar

De acordo com o projeto *Brasil das Águas* [52], cerca de 97% da água da Terra é salgada. Restam então 3% de água doce e com menos de 1% desta disponível para consumo, uma vez que pouco mais de 2% encontra-se na forma sólida nos extremos do planeta [52, 53]. É notório que a disponibilidade de água no mundo tem diminuído ao longo do tempo e provavelmente o motivo esteja intimamente relacionado à intensa atividade humana. Nesse contexto, a dessalinização em larga escala é uma opção a ser considerada. O já descomissionado BN-350 russo é considerado um reator de pequeno porte. Além da geração de eletricidade, ele foi utilizado também para dessalinização da água do mar cáspio. De acordo com a NEA (*Nuclear Energy Agency*) [47], quando utilizado em sua máxima capacidade, este pequeno reator rápido refrigerado a sódio cuja temperatura máxima de operação era de apenas 440°C tornava potável mais de 120.000 m^3 de água por dia [47]! De acordo com pesquisa do jornal *Folha de São Paulo* [53], em 2013 a média de consumo de água por dia por habitante no Brasil era de 167 litros. O BN-350 poderia então suprir de água potável mais de 700.000 pessoas por dia! Isso equivale a cerca de 30% da população da

cidade de Belo Horizonte, por exemplo. Diante de uma perspectiva nada animadora que tem como base a má distribuição pluviométrica mundial, reatores rápidos poderão exercer no futuro, papel fundamental para garantir o abastecimento de água nas grandes cidades em muitos países.

1.6 Futuro Promissor para Reatores Rápidos

A experiência adquirida com a operação dos reatores rápidos no mundo é suficiente para entender que as falhas apresentadas, são de origem técnica e/ou erros de projetos e não pela falta de conhecimento científico ou inadequação das teorias [1, 3]. Vários países operaram com sucesso reatores rápidos por centenas de horas, mesmo que em baixa potência. Como os problemas surgem, principalmente quando a potência é elevada, é possível inferir que existem falhas de origem técnica, o que não se torna motivo de abandonar os projetos. De fato, toda a ciência que exige material altamente especializado como é o caso da tecnologia nuclear, tem seu desenvolvimento limitado pela engenharia de materiais. Grande parte dos problemas encontrados na tecnologia nuclear tem a ver com adequação de algum material e não com a ciência que envolve o projeto. Esta pesquisa verificou que os problemas de ordem técnica, principalmente aqueles relacionados a maior adequação de materiais estruturais, combustíveis, tecnologia na construção das pastilhas e dos elementos combustíveis para os reatores rápidos têm sido amplamente pesquisados. Resultados teóricos a partir de simuladores e de experiências reais [Ex.: 4, 5, 7, 9, 18, 25], atestam para este fim.

1.6.1 O Projeto ALLEGRO - GFR de 75 MWt

ALLEGRO não é uma sigla, trata-se de um projeto (*The European Gas Fast Reactor Demonstration*) europeu para construção do primeiro GFR no mundo [17]. Em 2014, os participantes deste projeto anunciaram um estudo teórico para confirmar a viabilidade de um protótipo GFR de 75 Mwt. A expectativa de um estudo, mínimo que fosse, sobre a neutrônica deste protótipo era esperada desde 2009, quando o consórcio responsável pelo projeto anunciou que tinha planos de construí-lo. Desde então, várias concepções foram propostas, desde um reator de 50 MWt, passando pelo de 600 MWt até um de 2400 MWt. De igual forma, muitos tipos de combustível, MOX, (U, Pu)O₂, (U, Pu)C nas formas “*pin*” e “*plate fuel*” [19]. Uma concepção mais provável foi ganhando forma ao longo dos últimos anos e a proposta de um núcleo à base de MOX com alguns elementos combustíveis cerâmicos de (U,

Pu)C do tipo “*plate fuel*” parece ser o caminho escolhido pelo projeto. A figura 2.3 dá uma ideia geral da proposta. Os elementos refletores não são mostrados na imagem.

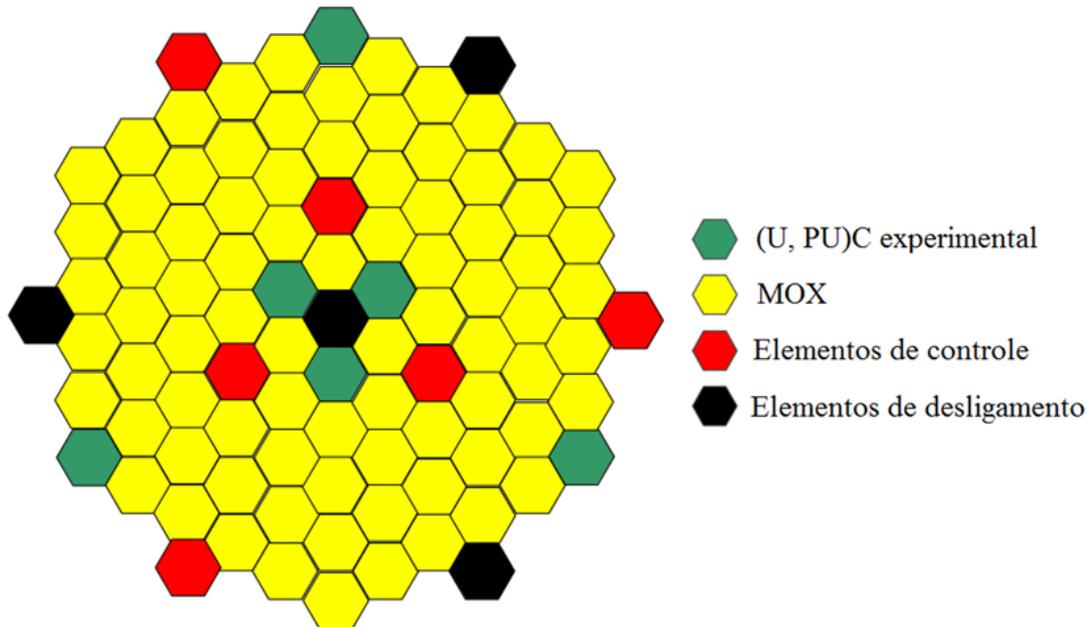


Figura 1.3 Núcleo GFR de 75 MWt proposto pelo Projeto ALLEGRO [19]

Trata-se de um núcleo hexagonal com cinco tipos/concentrações diferentes de combustível designados apenas por “*misturas*”. As simulações iniciais foram realizadas com o SCALE 6.1.1 e informam, também sem muitos detalhes, alguns resultados de valores mínimos das concentrações, suficientes para tornar o reator crítico. Também estão disponíveis alguns exemplos de dados de irradiação para alguns nuclídeos em alguns materiais estruturais. O núcleo tem 86 cm de altura ativa e no máximo 1.2 m de diâmetro equivalente, cujo combustível principal é o $(U, Pu)O_2$, sendo que seis elementos combustíveis são preenchidos com o combustível cerâmico experimental $(U, Pu)C$ [19]. O projeto ainda divulgou um programa desde os estudos iniciais a partir de 2010, passando pelo projeto detalhado até 2017 e comissionamento até 2026. Segundo o projeto, a fase de operação com o MOX duraria até 2036 e com o combustível cerâmico até 2046, quando deverá iniciar a fase de descomissionamento.

1.7 A Escolha do GFR

Entre as propostas apresentadas nos últimos anos para os GFR, serão destacados três artigos, todos dos mesmos autores (*R. Reyes-Ramírez, Martin-del-Campo, J. François, E. Brun, E.*

Dumontel, F. Malvagi, e A. G. Reinking-Cejudo) e publicados respectivamente em 2010, 2011 e 2013 [14, 15, 16]. Baseando-se nas possibilidades apresentadas pela GEN-IV, estes artigos propõem uma concepção geométrica para elemento combustível e núcleo, justificando a escolha dos materiais e fornecendo sua concentração inicial, baseando-se no combustível (U, Pu)C. No primeiro artigo, de 2010 [14], é modelado um elemento combustível homogêneo e heterogêneo de um GFR. Nele, os autores avaliam a evolução de k_{inf} e das concentrações do combustível (U, Pu)C. Seu objetivo é comparar os resultados destas modelagens utilizando os dois programas, MCNPX-C-90 e TRIPOLI-4-D. Os autores apresentam os resultados na condição de *End Of Cycle* (EOC) somente para o elemento homogêneo, por concluírem que ambos os modelos fornecem resultados cuja diferença é insignificante. Os autores informam que os cálculos foram feitos usando as versões 3.1 e 3.2 da biblioteca de seções de choque JEFF. Na sequência, em 2011 [15], eles trazem algum esclarecimento sobre a geometria mais adequada para o núcleo que seria modelado posteriormente. Uma diferença que vale ressaltar, é que no artigo anterior, a altura da vareta era de 71 cm e as densidades do combustível e do revestimento foram dadas respectivamente como 7.55 g/cm^3 e 3.21 g/cm^3 . Neste artigo de 2011, a altura do elemento foi alterada para 100 cm, enquanto a densidade do combustível e do revestimento diminuiu para 6.04 g/cm^3 e 2.889 g/cm^3 respectivamente. Como será mostrado em breve, estas modificações não produzem diferenças significativas nos resultados apresentados, nem por estes [14, 15, 16] ou outros autores [54] nem tampouco por esta dissertação. Por fim, em 2013 [16], a geometria estabelecida no artigo de 2011 é usada para modelar o núcleo. Neste trabalho, o objetivo era acompanhar os produtos de fissão em uma queima mais estendida, de 1400 dias.

A geometria, os materiais estruturais, revestimento, refletores, combustível dentre outras características para a célula e elemento e núcleo, já haviam sido apontadas em 2009 em uma das edições do *GEN IV International Forum em Paris* [1]. Naquela oportunidade, os pesquisadores *P. Anzieu, R. Stainsby e K. Mikityuk* apresentaram as perspectivas futuras para os GFR. Eles propuseram dois possíveis núcleos, um com 600 e outro com 2400 MWt, ambos com uma densidade de potência de 100 MWt/m^3 . As concepções de combustível metálico ou óxido também foram apresentadas e cada uma delas é ali brevemente discutida. Para o modelo de combustível do tipo “*Pin Tipe Fuel*” por exemplo, é proposto um diâmetro em torno de 5,0 mm e altura de 100 cm para as varetas [1, 18]. Alguns dados experimentais como características do revestimento utilizando o carbetto de silício (SiC) e refletores de carbetto de zircônio (ZrC) são mencionados, justificando a escolha destes materiais. Detalhes completos

de uma geometria, aparecem para os modelos de 600 e 2400 MWt cujo combustível é do tipo “*Plate Type Fuel*” [1, 18, 19]. Várias características, portanto, tais como a geometria hexagonal, a densidade de potência do núcleo, altura e diâmetro das varetas, dentre outras, são compatíveis com aquelas apresentadas nos artigos tomados aqui como principais referências. As importantes relações entre as quantidades de urânio, plutônio e carbono, bem como as quantidades de material físsil são também compatíveis. Outros aspectos, como os valores das pressões de operação e de queda de pressão no núcleo, também são mencionados, de forma a justificarem as escolhas [1, 2, 3, 25, 29]. De acordo com os autores, foi montado um núcleo simplificado. Esta simplificação baseia-se no fato de ele ser homogêneo, de ter uma mesma concentração de combustível para todos os elementos e de ter os espaços reservados para o absorvedor, preenchidos com hélio, além de ser apresentado e modelado apenas a parte ativa do núcleo. Os resultados para o cálculo de criticalidade e queima foram obtidos pela execução dos programas MCNPX e TRIPOLI, utilizando mais uma vez os dados para as seções de choque da biblioteca *Joint European Fission and Fusion*”, (JEFF). Deste modo, pretendeu-se estabelecer as diretrizes para a modelagem do núcleo GFR proposto pelos citados autores.

Neste capítulo, foi dada uma visão geral do atual estado da arte para os reatores rápidos. Justificou-se a escolha do GFR proposto e foi dada uma visão geral dos três principais artigos que servem como referência para as modelagens que serão propostas neste trabalho. No capítulo seguinte, serão apresentadas então as características geométricas utilizadas na modelagem do elemento e núcleo e também as concentrações iniciais dos materiais do núcleo que são partes centrais do desenvolvimento desta dissertação.

CAPÍTULO 2 - O REATOR REFERÊNCIA UTILIZADO NA DISSERTAÇÃO

Este capítulo apresenta as geometrias da célula, elemento combustível e núcleo do reator referência. As tabelas subsequentes foram adaptadas em relação às originais [14, 15, 16] apenas em relação a estética e formatação, mantendo a originalidade dos valores ali apresentados. O reator de referência, baseado nos três artigos já mencionados, será usado para validar a modelagem proposta e simulada no SCALE 6.0 nesta dissertação.

2.1 Geometrias da Célula, Elemento Combustível e Núcleo GFR

Inicialmente, são apresentadas as geometrias referentes ao artigo de 2010 [14]. Posteriormente, em 2011 [15] são propostas as alterações na altura da célula e densidade do combustível e revestimento, como já foi mencionado anteriormente. A tabela 2.1 e figura 2.1 mostram os detalhes geométricos da célula combustível.

Tabela 2.1 dados da célula combustível. Fonte: [14] (adaptado)

Parâmetro	Combustível	Gap	Revestimento	Refrigerante	Célula
Geometria	Vareta cilíndrica	Tubo cilíndrico	Tubo cilíndrico	Prisma hexagonal	Prisma hexagonal
Raio externo (cm)	0.4256	0.4285	0.4785	-	-
Apótema (cm)	-	-	-	0.64	0.64
Lado (cm)	-	-	-	0.74	0.74
Altura (cm)	71	71	71	71	71
Perímetro (cm)	2.67	2.69	3.01	4.47	4.47
Área (cm ²)	0.57	0.01	0.14	0.72	1.44
Volume (cm ³)	40.40	0.55	10.12	51.08	102.15
Fração de volume	0.40	0.01	0.10	0.50	1.0
Densidade (g/cm ³)	7.55	0.01	3.21	0.01	-
Massa (g)	304.99	0.01	32.47	0.51	-
Massa-metal pesado (g)	243.99	-	-	-	243.99

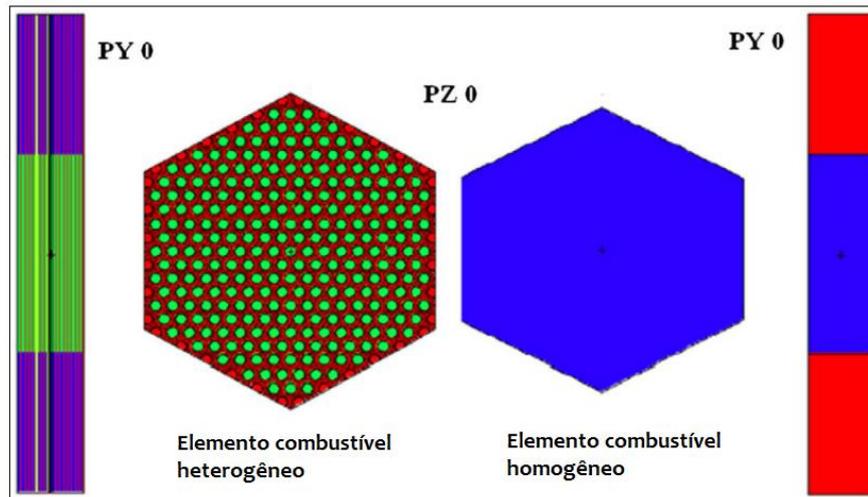


Figura 2.2 Imagem do elemento heterogêneo e homogêneo. Fonte: [14] (adaptado)

A seguir, na tabela 2.3, será apresentada a nova geometria informada no artigo de referência de 2011 [15]. Como será demonstrado adiante, esta nova geometria não irá alterar os resultados dos cálculos do fator de multiplicação de nêutrons. O aumento na altura da célula é compensado por uma proporcional diminuição das densidades de combustível e revestimento, de modo a manter a mesma densidade de potência. O resultado final permanece essencialmente o mesmo.

Tabela 2.3 Dados da célula combustível. Fonte: [15] (adaptado)

Parâmetro	Combustível	Gap	Revestimento	Refrigerante
Material	(U, Pu)C	He	SiC	He
Composição (% massa)	(64/16/20)	100	(50/50)	100
Densidade massa (g/cm ³)	6.04	0.01	2.889	0.01
Densidade atômica (at/barn.cm)	0.09096	1.50452E-3	0.10340802	1.50452E-3
Geometria	Tubo cilíndrico	Tubo cilíndrico	Tubo cilíndrico	Prisma hexagonal
Lado (cm)	-	-	-	0.74412507
Passo (cm)	-	-	-	0.64443121
Raio externo (cm)	0.4256	0.4285	0.4785	-
Área transversal	0.56905	0.007778	0.14247	-
Volume (cm ³)	56.91	0.78	14.28	72.09

De agora em diante, os dados referem-se ao núcleo, modelado em 2011 [15] para assegurar a melhor geometria e novamente em 2013 [16] para estudar a evolução da composição em uma queima mais estendida. A tabela 2.4 mostra as propriedades para o núcleo.

Tabela 2.4 Dados do núcleo homogêneo. Fonte: [15] (adaptado)

Parâmetro	Valor	Unidade
Tipo de combustível	Pinos	-
Geometria do combustível	Hexagonal	-
Composição do combustível	U/Pu/C (64/16/20)	% massa
Refrigerante	Hélio	-
Revestimento	SiC (90.5 / 9.5)	% massa
Refletor	ZrC (90.5 / 9.5)	% massa
Altura ativa	100	cm
Espessura do refletor axial	60	cm
Espessura do refletor radial	≈ 42	cm
Nº de elementos combustíveis	78	-
Nº de elementos refletores	84	-
Nº de elementos de controle	7	-
Volume de combustível ativo	3	m ³
Diâmetro equivalente	2	m
Razão altura diâmetro (A/D)	0.48	-
Queda de pressão no núcleo	1.0	bar
Massa de metal pesado	7264	Kg
Densidade de potência térmica	100	MW/m ³
Potência térmica específica	42	W/g de metal pesado
Potência térmica do núcleo	304	MW

No artigo de 2011, (*Martin-del-Campo et. al*) [15], foram estabelecidas então as melhores dimensões para refletores e núcleo e foram selecionados também os materiais que

forneçassem as concentrações dos materiais, tanto de revestimento quanto de refletores que forneciam os melhores resultados para os testes neutrônicos propostos. A figura 2.3 mostra a imagem do núcleo presente no artigo. Desta vez, os autores utilizaram a biblioteca de seções de choque ENDF-VI. Nos três artigos, a temperatura de operação foi considerada a 1200 Kelvin para todos os componentes do núcleo.

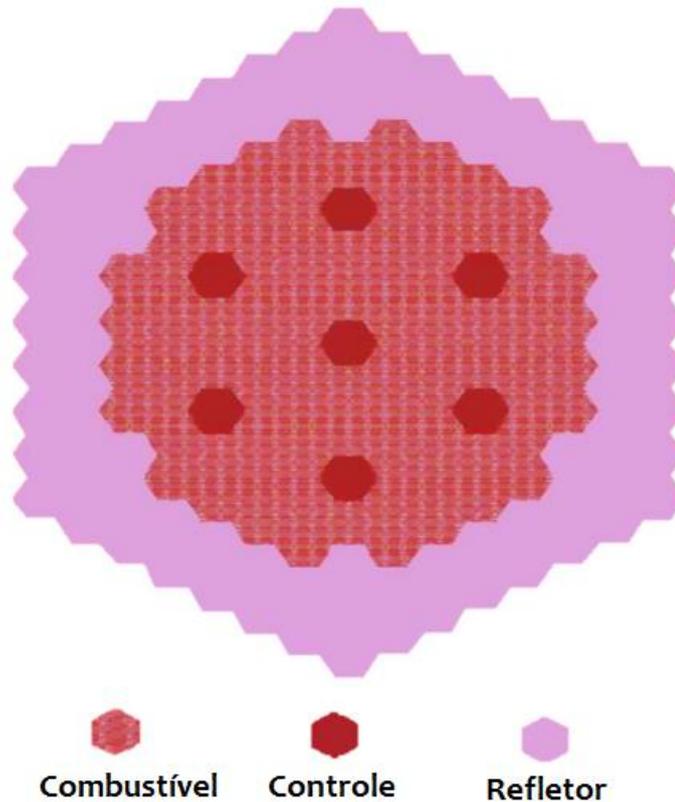


Figura 2.3 Núcleo radial homogêneo. Fonte: [15] (adaptado)

A fim de facilitar a identificação das principais características de cada artigo, será utilizada uma tabela que mostra as principais abordagens dos três artigos que serão utilizados nesta dissertação, seja como dado comparativo ou como informação que justifique determinado procedimento. A última coluna da direita na tabela 3.5, mostra a relação entre os parâmetros dos artigos com aqueles que serão utilizados nesta dissertação.

Tabela 2.5 Algumas informações que serão utilizados nesta dissertação

N ^o	RESULTADOS	PUBLICAÇÃO			DISSERTAÇÃO
		2010	2011	2013	2016
1	Validação de um sistema homogêneo/heterogêneo, optando-se pela utilização do homogêneo.	x			Sistema heterogêneo
2	Evolução de k_{inf} e concentrações dos principais isótopos em um elemento combustível realizada em 300 dias de queima.	x			300 dias: elemento combustível. 1400 dias: núcleo
3	Caracterização geométrica e determinação das melhores dimensões para os sistemas no núcleo.		x		Utiliza a geometria proposta em 2011 para o núcleo.
4	Estabelecimento das concentrações para os materiais do núcleo.			x	A concentração é modificada ao migrar do sistema homogêneo para heterogêneo
5	Evolução das concentrações dos principais isótopos em 1400 dias de queima.			x	Realizado apenas para o elemento combustível

Neste trabalho, será usado o código SCALE 6.0 para os cálculos de criticalidade e queima. O programa NJOY será utilizado para gerar as seções de choque nas temperaturas desejadas para a dissertação, uma vez que elas serão modificadas em relação às referências. Os gráficos de fluxo neutrônico serão construídos a partir do programa MATLAB e os demais gráficos serão obtidos através do programa ORIGIN.

Este capítulo apresentou a geometria da célula, do elemento combustível e do núcleo GFR proposto nas referências 14, 15 e 16. Na sequência, o capítulo 3 irá definir os métodos a serem utilizados, tanto na validação do modelo heterogêneo proposto aqui com o combustível utilizado pelos autores, quanto na nova concepção destes, baseando-se na inserção de transurânicos.

CAPÍTULO 3 - METODOLOGIA

A seguir, será descrita a metodologia para realização de toda a análise proposta para esta dissertação, os cálculos de criticalidade e queima, erros percentuais relativos e coeficientes de reatividade.

3.1 Validação do Modelo Proposto e Cálculo de Criticalidade

Para o cálculo de criticalidade, o SCALE 6.0 executa o módulo CSAS. Deste, o KENO 3D é o principal módulo. Ele usa os dados disponíveis para as seções de choque de várias bibliotecas, tanto para energia contínua, quanto para as colapsadas em grupos. O KENO pode trabalhar com várias bibliotecas disponíveis, mas para esta dissertação, serão avaliadas apenas quatro, as contínuas ENDF, nas versões VI e VII e as de 238 grupos, colapsadas das ENDFs, também nas versões VI e VII. A escolha da avaliação de duas bibliotecas contínuas está no fato de os artigos tomados como principais referências [14, 15, 16] também usarem bibliotecas contínuas. A opção por avaliar as versões VI e VII apoia-se no mesmo fato. A biblioteca V7-238 também foi utilizada em outro trabalho [54] que modelou o mesmo elemento combustível que será estudado nesta dissertação. Desta forma, tem-se dados suficientes para serem comparados. A ideia inicial do capítulo 3, será escolher uma biblioteca que possa oferecer resultados mais próximos possíveis daqueles obtidos quando se utiliza as bibliotecas JEFF 3.1 e 3.2, que foram utilizadas na referência 14 para os cálculos relativos ao elemento combustível. Como não existem dados experimentais para serem comparados, a ideia é verificar o quanto os resultados serão sensíveis ao se modificar as bibliotecas. Assim como foi feito no artigo de 2010 [14], também aqui serão modelados o elemento homogêneo e heterogêneo. Ambos os modelos foram rodados no código SCALE 6.0 para o cálculo de criticalidade, a fim de que seja observada a coerência entre os valores de k_{inf} . Para avaliar quanto diferem os resultados com relação à biblioteca usada, será utilizada a análise do desvio padrão de cada biblioteca com relação ao conjunto de bibliotecas disponíveis, sempre fazendo análise dos valores de k_{inf} . Esta análise será feita tanto para o combustível padrão (U, Pu)C, com a intenção de validar o novo modelo heterogêneo proposto, quanto para os outros dois combustíveis que serão inseridos posteriormente. Para a escolha da biblioteca que mais se adéque a esta pesquisa, o cálculo do desvio padrão relativo a cada biblioteca será feito a partir da média dos valores de k_{inf} para todas as bibliotecas, utilizando as equações 3.1 a 3.5.

$$\bar{M} = \frac{1}{L} \cdot \sum_{l=1}^L k_l \quad (3.1)$$

Onde \bar{M} é a média dos valores de k_{inf} , L representa o número de valores e k é o valor de k_{inf} tomado L vezes.

$$(SD) = \sqrt{\frac{\sum_{l=1}^L k_l (k_l - \bar{M})^2}{L}} \quad (3.2)$$

Onde, SD representa a grandeza “*Standard Deviation*” ou, “*desvio padrão*”.

$$(RSD) = \frac{(SD)}{\bar{M}} \quad (3.3)$$

RSD é o “*Relative Standard Deviation*” ou, “*Desvio Padrão Relativo*”.

$$Dif. Abs. = \left| (k_{inf} - \bar{M}) \right| \quad (3.4)$$

$$Erro.Perc.Rel.(%) = \frac{\left| (k_{inf} - \bar{M}) \right| \cdot 100}{\bar{M}} \quad (3.5)$$

Nestas equações, os cálculos serão realizados para a mesma composição do combustível (U, Pu)C das referências. Será então verificado que a biblioteca mais adequada para os cálculos executados nesta dissertação é a versão 7 ponderada de 238 grupos de energia, a V7-238. É viável anunciar esta informação a esta altura, uma vez que esta escolha também foi feita por outro autor que também utilizou como referência um dos artigos propostos aqui, o de 2010 [14]. Os pesquisadores *R. Ječmenica, M. Matijević, D. Pevec e K. Trontl*, apresentaram em setembro de 2011, na 20^a Conferência Internacional intitulada “*Energia Nuclear para uma Nova Europa*”, um artigo [54] onde foi usada a biblioteca V7-238, no código SCALE 6.0, da mesma forma como será feito aqui. O trabalho apresentado por estes autores modelou um elemento combustível heterogêneo com a condição de contorno de reflexão total. Dentre os resultados ali apresentados, foi concluído que não havia diferença significativa na evolução de k_{inf} entre os módulos TRITON do SCALE 6.0 e os programas MCNPX e TRIPOLI [54], que

utilizaram a biblioteca JEFF 3.1 e 3.2, conclusão esta que também será verificada neste trabalho.

3.2 Cálculos de Queima

Ainda no capítulo 3, depois de estabelecida a biblioteca, será modelado um elemento combustível com a condição de contorno de reflexão total. A ideia é comparar os resultados com aqueles propostos nas citadas referências [14, 15, 16]. Serão observadas as evoluções de k_{inf} em 300 dias de queima, com o combustível (U, Pu)C. Esta etapa será a validação dos resultados encontrados nesta dissertação e isto encerra o capítulo 3.

Na sequência, após o capítulo 4 validar o modelo proposto, o capítulo 5 irá propor uma modificação no combustível. Os mesmos testes serão realizados para as novas concepções, uma com transurânicos diluídos em urânio empobrecido, (U, TRU)C e outra com diluição destes em tório (Th, TRU)C. Estes testes incluem a confirmação da biblioteca V7-238, testada também para os novos combustíveis. Também serão avaliadas a criação de núclídeos em cada combustível, a probabilidade de fissão e o espectro de nêutrons para confirmar que este modelo se adequa ao comportamento esperado para um reator rápido, quando se pensa em espectro de energia, fluxo neutrônico e probabilidade de fissão.

No capítulo 6, o elemento combustível já avaliado e testado para novos combustíveis, dará lugar ao núcleo GFR proposto nas referências. Ele será modelado da mesma forma que os elementos, com a condição de contorno de reflexão total. Com o núcleo, dois parâmetros serão modificados, a temperatura dos componentes e a queima mais estendida, de 1400 dias. Um estudo para avaliação do coeficiente de temperatura de reatividade será feito e o procedimento será detalhado no tópico seguinte.

3.2.1 Coeficiente de Reatividade Temperatura

Existem variações na temperatura do núcleo que são esperadas e por muitas vezes até programadas. Também pode ocorrer o caso indesejado de a temperatura atingir valores limites que provocariam a queda das barras de controle. Em quaisquer destas situações, a variação na temperatura produz uma imediata variação na densidade dos componentes do núcleo. Esta variação pode ser em virtude de alterações no volume ou em virtude de uma mudança de fase,

o que não ocorre com o GFR, uma vez que o hélio é um gás inerte [1, 2, 27]. Outra ocorrência devido à variação da temperatura no núcleo é a modificação da cinética das partículas. Isto está diretamente relacionado à variação de potência, que por sua vez acarreta uma variação no fator de multiplicação de nêutrons. Se a temperatura do núcleo aumenta, tem-se um aumento na cinética das partículas, que leva a um aumento direto da potência do núcleo, levando finalmente ao aumento no fator de multiplicação de nêutrons. Desta forma, ter quaisquer dos coeficientes de reatividade de temperatura no núcleo com um valor positivo é altamente indesejado, pois com um coeficiente positivo, tem-se como produto final uma elevação da potência do núcleo. Esta elevação de potência provoca mais aumento na temperatura e o ciclo indesejado repete-se podendo produzir uma excursão de potência no reator. No entanto, caso todos os coeficientes sejam negativos, tem-se que a reatividade diminui, resultando em uma diminuição da temperatura que diminui a absorção, resultando em um aumento da potência que aumentará a temperatura que aumentará a absorção, que diminuirá a potência, resultando assim em um sistema auto controlável. Este processo leva a uma estabilidade, dentro de certa oscilação, da potência no núcleo [58]. Desta forma, ter um coeficiente de reatividade temperatura (α_T) negativo, não somente é o mais desejado, mas é absolutamente o esperado e devidamente planejado em todo projeto.

De acordo com *Duderstadt e Hamilton* [58]. O coeficiente de reatividade de temperatura é um número adimensional que representa o quanto varia a reatividade devido à variação na temperatura do núcleo de um reator. Esta grandeza pode ser calculada para cada componente do núcleo, combustível, revestimento, refrigerante e moderador, quando for o caso. Aqui, será feita apenas a avaliação para o combustível, uma vez que este é o resultado cuja importância sobrepuja as demais [58]. O (α_T) então, é definido como a variação da reatividade do núcleo em função da temperatura deste, como mostra a equação 3.6.

$$\alpha_T = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \tag{3.6}$$

A reatividade do núcleo, por sua vez, é definida pela equação 3.7, e a variação desta pela equação 3.8.

$$\rho = \frac{k_2 - 1}{k} \quad (3.7)$$

$$\Delta\rho = \rho_2 - \rho_1 \quad (3.8)$$

Na equação 3.8, ($\Delta\rho$) é a variação da reatividade do núcleo devido a variação na sua temperatura em dois momentos distintos. As grandezas ρ_1 e ρ_2 , representam respectivamente as reatividades do núcleo nestes dois momentos, onde suas temperaturas e conseqüentemente o fator de multiplicação de nêutrons (k_{inf}) são diferentes. Das três equações propostas, obtém-se então a equação 3.9, que será usada nos cálculos que serão apresentados oportunamente.

$$\alpha_T = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \Rightarrow \Delta\rho = \left(\frac{k_2 - 1}{k_2} - \frac{k_1 - 1}{k_1} \right) \cdot \frac{1}{\Delta T} \Rightarrow$$

$$\alpha_T = \frac{1}{\Delta T} \left(\frac{k_2 - k_1}{k_2 \cdot k_1} \right) \cdot 10^5 \quad (3.9)$$

O resultado é multiplicado por 10^5 para ter-se esta grandeza na unidade *pcm*, que refere-se à “*parte por milhão*”, como é praxe na engenharia nuclear.

3.2.2 Inserção do Absorvedor B₄C

O núcleo modelado nas referências não traz nenhuma menção ao possível uso de um absorvedor. Os autores afirmam que os sete elementos destinados a eles é preenchido por hélio. A fim de avaliar o comportamento do núcleo ao inserir absorvedores, o capítulo 6 encerrará este estudo realizando o teste de inserção das barras de controle. O absorvedor utilizado será o carbetto de boro (B₄C), pois foi verificado nesta pesquisa que este absorvedor é utilizado tanto em reatores térmicos quanto em rápidos [17, 19]. Para a temperatura do absorvedor, será utilizado o mesmo valor dado ao refrigerante, 645° C. A composição para o absorvedor dada pelo manual do SCALE 6.0 [57] é a natural, no entanto, a pesquisa bibliográfica mostrou a ocorrência quase unânime da composição de 90% para o ¹⁰B e 10% para o isótopo ¹¹B. Para a o carbono, o programa utiliza a composição natural. Com exceção

do acréscimo no diâmetro da haste combustível, necessário neste caso para o desligamento do reator quando este é abastecido com TRU, o restante da geometria é idêntica àquela apresentada na tabela 2.4.

A importância das barras de controle preenchidas com um material absorvedor, que neste caso é o boro, está relacionada a acidentes. Em caso de aumento inesperado na potência do núcleo, provocado por qualquer evento, as barras de controle caem automaticamente, por gravidade. Na presença de um material altamente absorvedor, o fluxo de nêutrons diminui bruscamente e o núcleo torna-se subcrítico. A volta à supercriticalidade somente ocorrerá após a retirada das barras de controle, que jamais poderá ocorrer de forma natural.

CAPÍTULO 4 - VALIDAÇÃO DO MODELO PROPOSTO

Como já foi dito, para esta dissertação serão usados sistemas heterogêneos, no entanto, para validar o método proposto aqui, fez-se necessário apresentar os resultados da escolha das bibliotecas também para o modelo homogêneo. Os dados da queima, ainda serão feitos para os dois modelos, à título de comparação. As avaliações mais detalhadas de k_{inf} e da evolução do combustível, no entanto, serão feitas apenas para o sistema que se deseja validar, o elemento heterogêneo.

4.1 Apresentação das Concentrações e Escolha da Biblioteca

A tabela 4.1 mostra os parâmetros que serão utilizados em todos os cálculos, tanto para a condição “*Begin of Cycle*”, (BOC) quanto para “*End of Cycle*” (EOC). Com exceção de modificações nas temperaturas de queima que serão utilizadas no capítulo 6, a tabela 4.1 mostra os parâmetros que serão utilizados em todos os cálculos, tanto para o estado estacionário, quanto para a queima.

Tabela 4.1 Parâmetros para cálculos BOC e EOC.

Parâmetros para os cálculos de criticalidade				
Nº de nêutrons	Nº de gerações	Reflexão	Biblioteca	T (K)
4000	530	Total	V7-238	1200

No artigo publicado em 2010 (*Cecília Martín del Campo, et al.*) [14], não é informado a concentração das composições. Esta informação somente aparece no artigo de 2013 [16] para o núcleo. Lá, os autores informaram que, para o artigo de 2010 [14], foi usada a mesma composição dada para o elemento combustível. A nova concentração para a mesma composição do combustível inicial faz-se necessária devido à migração do sistema homogêneo para o heterogêneo, uma vez que agora cada parte da célula e do elemento combustível é considerada separadamente. Os cálculos seguem as seguintes etapas:

1. Usando a equação 4.1 [29]

$$h_i \cdot A_i = \rho_{mix} \cdot w_i \cdot N_a \quad (4.1)$$

onde,

h_i = concentração em átomos/barn·cm.

ρ_{mix} = densidade das misturas ($\rho_{mix\ comb} = 6.04\text{ g/cm}^3$ e $\rho_{mix\ revest} = 2.889\text{ g/cm}^3$ e $\rho_{mix\ refriger} = 0.01\text{ g/cm}^3$)

N_a = Constante de Avogadro = $0.6022\text{ (átomos)}^{-1}$

A_i = Massa atômica dos isótopos envolvidos

Serão obtidos os valores de w_i que são as frações em massa para cada isótopo.

2. Agora serão atribuídas as proporções de 64% para o urânio, 16% para o plutônio e 20% para o carbono. Feito isto, tem-se a nova fração em massa para o elemento combustível.
3. Na sequência, é feito o cálculo da massa do combustível, revestimento e refrigerante nas respectivas partes da célula. Para verificar se as mesmas proporções são mantidas, as equações 4.2 e 4.3 deverão ser satisfeitas.

$$\left(\frac{m_{ref.}}{m_{comb.}} \right)_{n\u00facleo} = \left(\frac{m_{ref.}}{m_{comb.}} \right)_{el.comb.} \quad (4.2)$$

$$\left(\frac{m_{rev.}}{m_{comb.}} \right)_{n\u00facleo} = \left(\frac{m_{rev.}}{m_{comb.}} \right)_{el.comb.} \quad (4.3)$$

4. Novamente a equação 4.1 será usada, agora para calcular as novas concentrações em átomos/barn·cm.
5. O cálculo da concentração do revestimento de SiC foi feito usando os valores 0,5 para a fração em massa, pois a composição é de 50% de silício e 50% de carbono. Para a densidade, o valor é 2.889 g/cm^3 .

É conveniente ressaltar que na concentração original, existe apenas um valor para o carbono, ou seja, os autores, ao considerarem o sistema homogêneo, não fazem distinção entre o carbono referente ao combustível e aquele do seu revestimento. Eles informam, no entanto, que o composto SiC contém 50% de cada um destes elementos. Então, após obter as frações em massa dessas concentrações, basta separar 20% para o combustível, o que sobra, corresponde aos 50% de carbono do revestimento. Desta forma então, obtém-se a nova concentração para o sistema heterogêneo. A tabela 4.2, mostra as composições obtidas para ambos os sistemas, homogêneo e heterogêneo.

Tabela 4.2 Concentrações do combustível para os sistemas homogêneo [14] e heterogêneo.

Combustível (U, Pu)C Homogeneizado [14]		Combustível (U, Pu)C para o Sistema Heterogêneo		
Nuclídeo	Conc. (at/barn.cm)	Fração em massa	Soma	Conc. (at/barn.cm)
³ He	1.310E-09	1.29797E-06	1.00	2.59161 E-09
⁴ He	7.605E-04	9.99999E-02		1.50452 E-03
²³⁴ U	1.254E-06	1.63225E-04	0.64	2.53672 E-06
²³⁵ U	3.427E-05	4.47982E-03		6.93245 E-05
²³⁸ U	4.799E-03	6.35357E-01		9.70792 E-03
²³⁸ Pu	1.208E-05	1.59938E-03	0.16	2.44378 E-05
²³⁹ Pu	6.859E-04	9.11947E-02		1.38757 E-03
²⁴⁰ Pu	3.116E-04	4.16028E-02		6.30365 E-04
²⁴¹ Pu	1.313E-04	1.76036E-02		2.65619 E-04
²⁴² Pu	5.942E-05	7.99962E-03		1.20206 E-04
C	3.711E-02	Combustível	0.20	6.05675 E-02
		Revestimento	0.50	7.24252 E-02
Si	3.068E-03	Revestimento	0.50	3.10095 E-02
Material físsil	11.33 %			11.33 %

As figuras 4.1 e 4.2 mostram o elemento combustível e a unidade celular hexagonal. A imagem do elemento é obtida do módulo “GeeWiz” do SCALE 6.0. O programa pode plotar algumas imagens em planos diferentes. A imagem da célula é obtida de outro módulo do SCALE, o “KENO-3D”. Ele pode construir imagens tridimensionais do elemento e do

núcleo, mas a versão que está sendo utilizada aqui, produz somente a imagem da célula hexagonal. Na figura, as dimensões da célula combustível estão fora de escala para facilitar a visualização. Estas dimensões são idênticas às aquelas já apresentadas no capítulo 3.

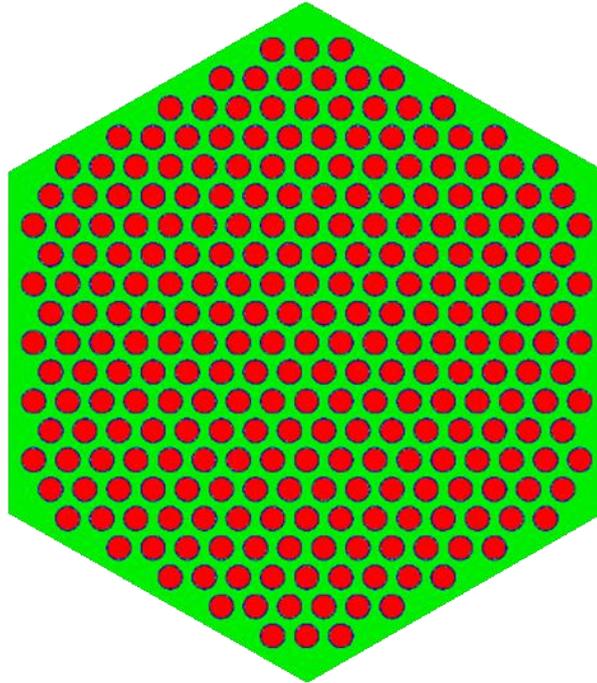


Figura 4.1 Elemento combustível heterogêneo.

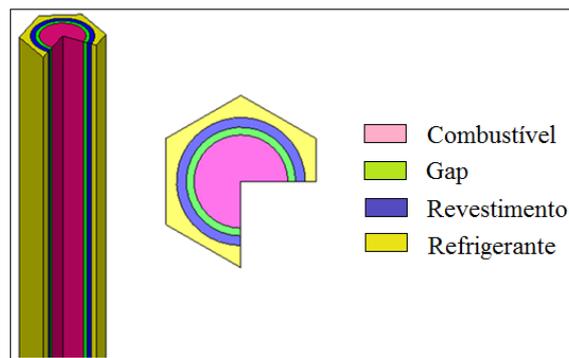


Figura 4.2 Célula combustível

A fim de justificar a escolha de uma biblioteca de seções de choque para os cálculos de criticalidade, será executado o módulo CSAS do SCALE 6.0, já apresentado no capítulo anterior. Os programas utilizados nas referências são o MCNPX e o TRIPOLI, com a biblioteca JEFF nas versões 3.1 e 3.2. A ideia agora é verificar se a biblioteca a ser utilizada

aqui, produzirá um erro percentual relativo que não seja discrepante dos demais. Para isto, o procedimento será o seguinte:

1. A partir dos dados da tabela 4.2, calcula-se a média (\bar{M}) dos valores de k_{inf} utilizando a equação 3.1. Os cálculos são feitos à temperatura de 1200 K.
2. Na sequência, calcula-se o desvio padrão (SD) e o desvio padrão relativo (RSD) com as equações 3.2 e 3.3.
3. Calcula-se então a diferença absoluta dos valores de k_{inf} para cada uma das seis situações (duas relativas às bibliotecas das referências e quatro relativas às bibliotecas testadas na dissertação, como mostra a tabela 4.4), usando a equação 3.3.
4. O erro percentual relativo para cada uma das seis situações é obtido utilizando-se a equação 3.4.

Os resultados de \bar{M} , SD e RSD , tanto para o elemento homogêneo quanto para o heterogêneo estão dispostos nas tabelas 4.3 e 4.4

Tabela 4.3 Valores calculados de média e desvios padrão para as seis situações.

Sistema	Parâmetros calculados para (U, Pu)C a 1200 K		
	\bar{M}	(SD)	(RSD)
Homogêneo	1.31205	9.44537E-7	7.19896E-7
Heterogêneo	1.30903	1.69219E-7	1.29271E-7

Tabela 4.4 Cálculos de criticalidade e desvio padrão para os elementos homogêneo e heterogêneo.

Elemento homogêneo [14]				
	Código/biblioteca	k_{inf}	$ k_{inf} - \bar{M} $	$\frac{ (k_{inf} - \bar{M}) \cdot 100}{\bar{M}}$
<i>(R. Reyes-Ramírez et al., 2010)</i>	MCNPX/JEEF	1.30868	3.37E-3	0.26 %
	TRIPOLI/JEEF	1.30889	3.16E-3	0.24 %
DEN - UFMG	TRITON/ENDF-VI	1.31548	3.43E-3	0.26 %
	TRITON/ENDF-VII	1.30882	3.23E-3	0.25 %
	TRITON/V6-238	1.31941	7.36E-3	0.56 %
	TRITON/V7-238	1.31100	1.05E-3	0.08 %
Elemento Heterogêneo (dissertação)				
	Código/biblioteca	k_{inf}	$ k_{inf} - \bar{M} $	$\frac{ (k_{inf} - \bar{M}) \cdot 100}{\bar{M}}$
<i>(R. Reyes-Ramírez et al., 2010)</i>	MCNPX/ENDF-VII	1.30760	1.43E-3	0.11 %
	TRIPOLI/ENDF-VII	1.30979	7.60E-4	0.06 %
DEN - UFMG	TRITON/ENDF-VI	1.31070	1.67E-3	0.13 %
	TRITON/ENDF-VII	1.30449	4.54E-3	0.35 %
	TRITON/V6-238	1.31478	5.75E-3	0.44 %
	TRITON/V7-238	1.30679	2.24E-3	0.17 %

De acordo com o teste então, o menor erro relativo para o elemento homogêneo apontou para a biblioteca V7-238. Para o elemento heterogêneo, no entanto, ele apontou para a mesma biblioteca das referências, a JEEF. Contudo, as bibliotecas contínuas não podem realizar uma queima com o módulo TRITON do SCALE 6.0. Deste modo, justifica-se a escolha da biblioteca V7-238, que também obteve baixo erro relativo.

O gráfico da figura 4.3 foi gerado com os dados registrados nas tabelas acima. Ela mostra o resultado do cálculo do erro percentual relativo para cada biblioteca/programa que está sendo utilizado. Na tabela 4.5 estão destacados os valores de k_{inf} a 1200 K para o elemento homogêneo e heterogêneo das referências e os valores encontrados com o módulo CSAS do SCALE 6.0 nas quatro bibliotecas avaliadas.

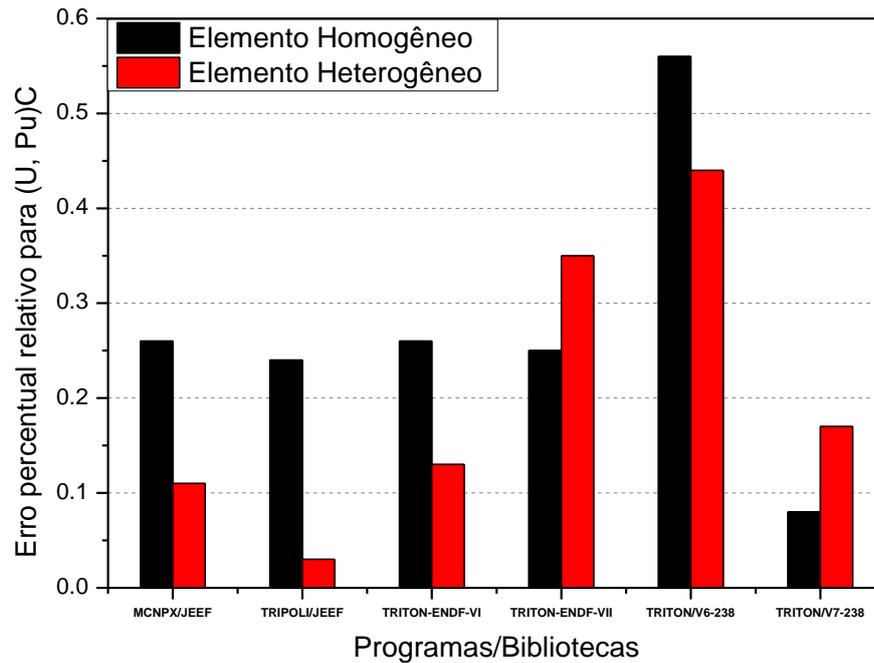


Figura 4.3 Comparação do erro percentual relativo por biblioteca

Uma vez realizado o cálculo de criticalidade para os modelos homogêneo e heterogêneo com a temperatura a 1200 Kelvin, como na referência, faz-se necessário avaliar as bibliotecas em outras temperaturas a fim de observar se seu comportamento é aquele esperado, ou seja, a medida que a temperatura aumenta, o valor de k_{inf} deverá sofrer redução gradual. Para o caso do CSAS 6.0, as temperaturas adequadas são as 300, 600, 900 e 1200 K para o elemento combustível. As temperaturas são para todos os componentes do sistema. A tabela 4.5 mostra os resultados para ambos os modelos destacando os valores à temperatura de 1200 K.

Tabela 4.5 Valores de k_{inf} para quatro temperaturas em quatro bibliotecas.

Elemento Homogêneo						
T (K)	Bibliotecas e k_{inf} para (U, Pu)C CSAS – DEN - UFMG				JEEF-[14]	
	ENDF-VI	ENDF-VII	V6-238	V7-238	MCNPX	TRIPOLI
300	1.35817	1.35319	1.36207	1.35404	-	-
600	1.33679	1.33084	1.34061	1.33240	-	-
900	1.32362	1.31821	1.32876	1.31983	-	-
1200	1.31548	1.30882	1.31941	1.31100	1.30868	1.30889
Elemento Heterogêneo						
300	1.35505	1.35123	1.35801	1.35064	-	-
600	1.33367	1.32702	1.33659	1.32570	-	-
900	1.32094	1.31426	1.32466	1.31555	-	-
1200	1.31070	1.30449	1.31478	1.30679	1.30760	1.30979

Finalmente, a figura 4.4 mostra o comportamento de k_{inf} com o combustível (U, Pu)C para cada uma das quatro bibliotecas avaliadas e nas quatro temperaturas propostas, tanto para o sistema homogêneo quanto para o heterogêneo.

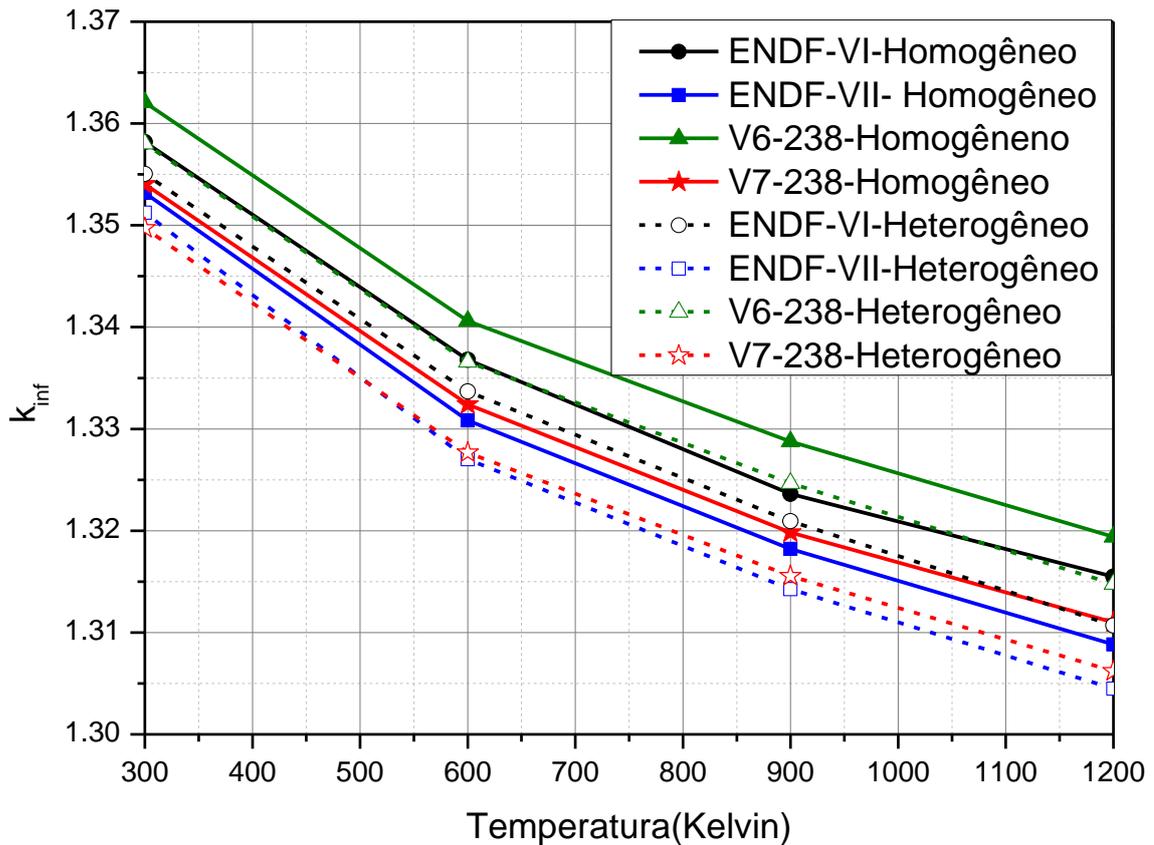


Figura 4.4 k_{inf} X Temperatura para quatro bibliotecas com (U, Pu)C nos modelos homogêneo e heterogêneo.

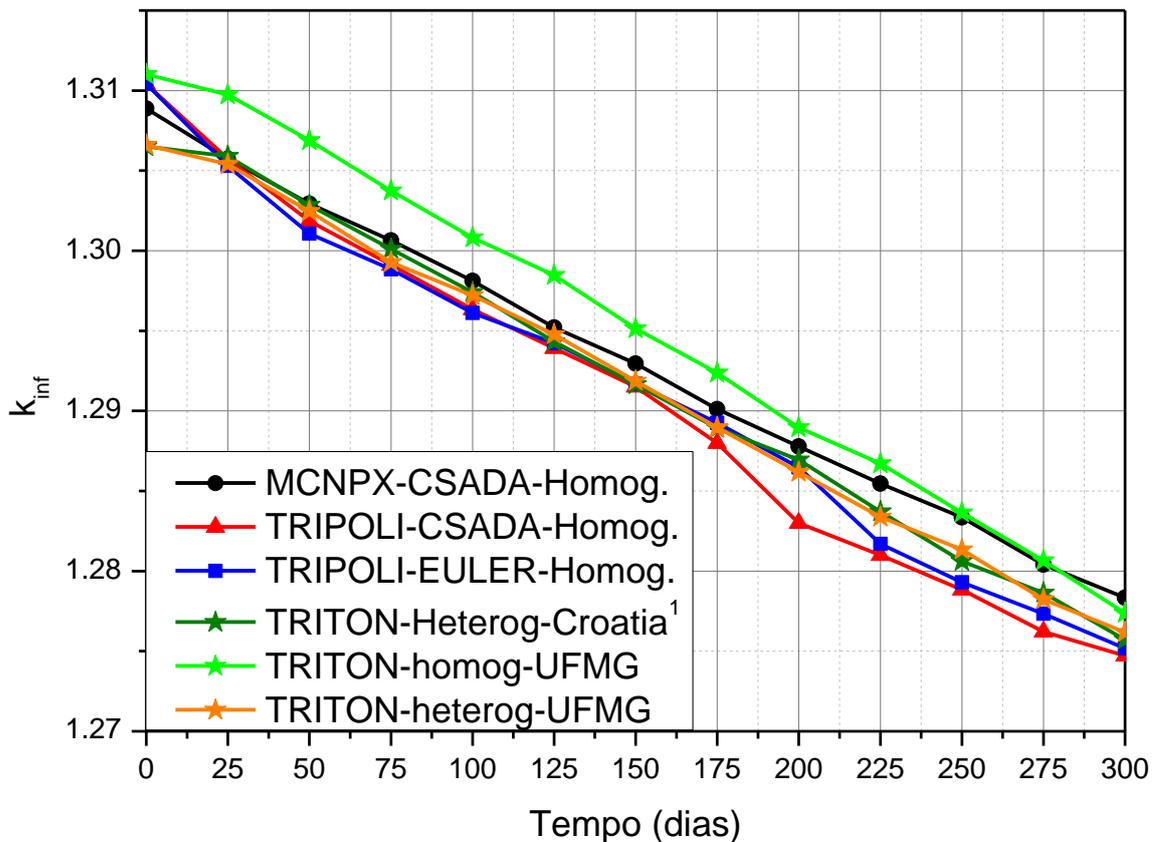
Em todos os casos, o sistema possui essencialmente o mesmo comportamento. Este resultado mostra que qualquer biblioteca que fosse utilizada, seja para o sistema homogêneo ou heterogêneo, produziria resultados em absoluta concordância com aqueles da referência. A escolha de um sistema heterogêneo e de uma biblioteca que obtivesse um baixo erro relativo no entanto, são fatores que contribuem para um resultado mais confiável.

4.2 Cálculo de Queima e Avaliação do Fator de Multiplicação de Nêutrons

Os dois sistemas, homogêneo e heterogêneo do elemento combustível serão modelados de acordo com os dados da geometria das referências 14 e 16 e com os dados das concentrações da tabela 4.2. O resultado para k_{inf} obtido com a queima em 300 dias para cada programa é mostrado na tabela 4.6. Na sequência, o gráfico produzido para as seis situações distintas, sendo três com as referências 14 e 16, uma relativo ao trabalho de Jecmencia (*R. Jecmencia et al., 2011*) que também modelou o mesmo sistema no TRITON 6.0 e as últimas duas situações representando os resultados desta dissertação (figura 4.5). A temperatura utilizada é 1200 K para todos os componentes do elemento combustível.

Tabela 4.6 Evolução de k_{inf} em 300 dias de queima.

Tempo (dias)	REFERÊNCIA 14			FEEC-DAP Croatia [54]	DEN - UFMG	
	MCNPX CSADA	TRIPOLI CSADA	TRIPOLI EULER	TRITON HETEROG.	TRITON HOMOG.	TRITON HETEROG.
0	1.30882	1.31041	1.31042	1.30651	1.31101	1.30660
25	1.30574	1.30574	1.30530	1.30590	1.30975	1.30464
50	1.30294	1.30186	1.30107	1.30285	1.30689	1.30275
75	1.30064	1.29912	1.29884	1.30011	1.30374	1.30014
100	1.29812	1.29634	1.29612	1.29740	1.30082	1.29756
125	1.29521	1.29392	1.29423	1.29433	1.29847	1.29404
150	1.29295	1.29151	1.29169	1.29165	1.29514	1.29097
175	1.29011	1.28799	1.28925	1.28892	1.29237	1.28854
200	1.28778	1.28300	1.28648	1.28695	1.28896	1.28554
225	1.28546	1.28099	1.28170	1.28371	1.28671	1.28242
250	1.28336	1.27884	1.27930	1.28061	1.28365	1.28001
275	1.28041	1.27622	1.27733	1.27864	1.28065	1.27688
300	1.27833	1.27472	1.27517	1.27571	1.27737	1.27404

Figura 4.5 Comparação da evolução de k_{inf} para (U, PU)C

O módulo TRITON com a biblioteca V7-238, usados nesta pesquisa e naquela dos pesquisadores croatas, (*R. Jecmencia et al., 2011*), apresentam curvas cujo comportamento é

essencialmente o mesmo ao longo da queima. As maiores diferenças observadas ocorreram para apenas três pontos na curva referente ao elemento homogêneo modelado nesta dissertação, correspondendo ao valor de 10^{-2} . As demais diferenças são da ordem de 10^{-3} , com grande predominância de diferenças ainda menores, 10^{-4} e 10^{-5} , quando comparadas as curvas geradas com os dados do SCALE. O módulo de queima TRITON também apresenta uma diferença considerável quando se observa os dois modelos homogêneo e heterogêneo cujas semelhanças são apenas no início e fim da queima. Este fato, no entanto, pode ser explicado pela superposição da influência de duas diferenças, a dos modelos e das bibliotecas. De igual modo, os resultados usando o código TRIPOLI apresentam o mesmo comportamento durante quase toda a queima. Obviamente, não é possível determinar quais destas curvas são realmente as mais próximas de um modelo real, mesmo porque não existem dados desta natureza para este modelo de reator. É mais provável que as diferenças entre elas estejam relacionadas às diferentes bibliotecas de seções de choque e/ou ao modelo proposto. Levando-se em consideração então as diferenças esperadas para bibliotecas e modelos diferentes, é possível inferir que todos os modelos são adequados para se fazer um estudo dos aspectos neutrônicos propostos nesta dissertação. A tabela 4.7 mostra os valores dos desvios padrão obtidos pelos módulos de queima de cada programa. Estes valores para o MCNPX e TRIPOLI são em média três vezes maior que os valores obtidos com o TRITON, tanto para o modelo homogêneo, quanto para o heterogêneo.

Tabela 4.7 Desvio padrão obtido nos programas.

Tempo (dias)	(R. Reyes-Ramírez et al., 2010) [14]			FEEC-DAP Croácia [54]	DEN - UFMG	
	MCNPX- C90 CSADA	TRIPOLI CSADA	TRIPOLI EULER	TRITON ETEROG.	TRITON HOMOG.	TRITON HETEROG.
	σ (pcm)	σ (pcm)	σ (pcm)	σ (pcm)	σ (pcm)	σ pcm)
0	83	80	80	30	28	30
25	81	86	84	29	32	30
50	83	86	89	29	28	21
75	83	87	80	30	27	28
100	83	87	90	29	28	29
125	83	83	87	36	31	32
150	88	80	81	28	27	27
175	78	87	83	28	27	32
200	75	87	81	28	27	26
225	86	84	83	27	25	27
250	81	91	77	32	36	32
275	81	79	83	28	28	32
300	78	92	82	28	27	29

A figura 4.6 mostra o gráfico gerado com os dados da tabela. O TRITON, tanto para os cálculos realizados nesta dissertação quanto para aqueles propostos pelos pesquisadores croatas, apresenta um desvio padrão, em média três vezes menor.

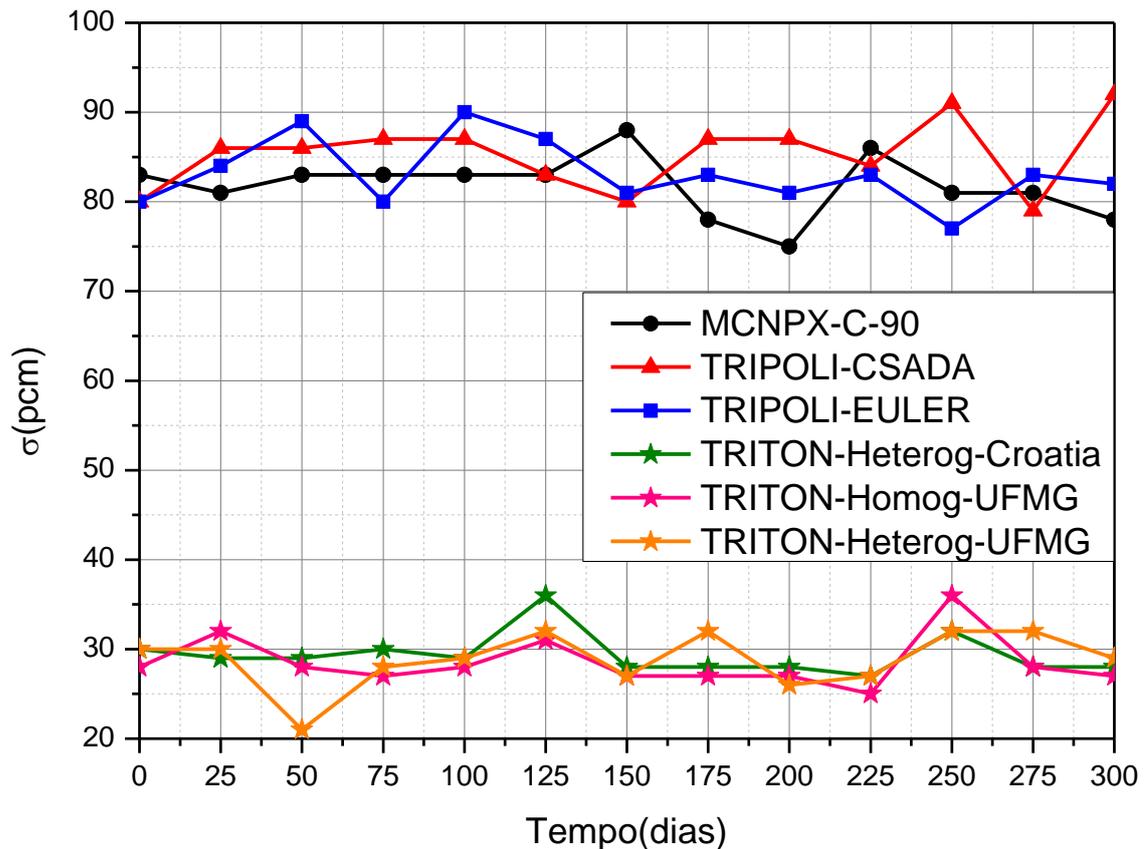


Figura 4.6 Comparação da evolução de desvio padrão.

A partir de agora, não mais serão apresentados resultados referentes ao sistema homogêneo, uma vez que o objetivo deste capítulo é justamente validar o modelo heterogêneo. Então, tanto para a avaliação da evolução das concentrações do combustível, quanto para os capítulos 5 e 6 que se seguem, será tratado apenas o sistema heterogêneo.

4.5 Avaliação da Evolução da Composição do Combustível

Uma vez realizada a queima com o elemento heterogêneo, cujas concentrações foram modificadas conforme informado na seção 4.1, é viável agora fazer a avaliação da evolução da composição dos principais isótopos. Em relação à composição inicial, observa-se aumento nas concentrações de ^{234}U , ^{240}Pu e $^{242\text{m}}\text{Am}$. O aumento na concentração do ^{234}U é importante pois ele dá origem ao físsil ^{235}U através de uma reação (n, γ) e de igual modo, o ^{240}Pu origina o ^{241}Pu . O $^{242\text{m}}\text{Am}$, também contribui com uma queima mais estendida, pois pode dar origem ao físsil ^{241}Am . Foram criados então, os núclídeos físseis ^{241}Am , ^{244}Cm e ^{237}Np , assim como observado na referência. A tabela 4.8 mostra o comportamento dos principais núclídeos no período proposto.

Tabela 4.8 Concentração dos principais isótopos para queima do (U, Pu)C

Isótopo	Concentração (átomos/barn-cm)		
	BOL	EOL	Varição
²³⁴ U	2.537E-06	2.610E-06	7.300E-8
²³⁵ U	6.933E-05	5.821E-05	-1.112E-5
²³⁸ U	9.709E-03	9.494E-03	-2.150E-4
²³⁸ Pu	2.444E-05	2.170E-05	-2.740E-6
²³⁹ Pu	1.388E-03	1.356E-03	-3.200E-5
²⁴⁰ Pu	6.304E-04	6.573E-04	2.690E-5
²⁴¹ Pu	2.656E-04	2.280E-04	-3.760E-5
²⁴² Pu	1.202E-04	1.232E-04	3.000E-6
²⁴¹ Am	0	1.383E-05	1.383E-05
²⁴² Am-m	0	8.718E-08	8.718E-08
²⁴⁴ Cm	0	2.490E-07	2.490E-07
²³⁷ Np	0	1.051E-06	1.051E-06
¹³⁵ Xe	0	1.815E-05	1.815E-05

Os dados da queima referentes ao TRITON foram gerados a partir de informações da saída do programa (*out piut*). Com relação aos dados referentes aos programas MCNPX e TRIPOLI, aqui eles foram plotados com a ajuda do programa “*DIGITIZER*”, disponível gratuitamente na internet. Este programa gera as coordenadas a partir dos gráficos originais fazendo a “leitura” destes. Para gerar os dados, no entanto, é necessário que operador marque manualmente os pontos no gráfico que deseja avaliar. Ocorre que a maioria dos gráficos, apresenta uma distância muito pequena entre as curvas, de modo que qualquer deslize, por parte do usuário através desta marcação manual, por mínimo que seja, pode acarretar em grandes erros. Isto justifica o fato de que algumas curvas que foram reproduzidas desta forma, não serem tão precisas quanto aquelas obtidas diretamente do TRITON. O leitor interessado, poderá verificar a similaridade entre estas curvas e aquelas mostradas na referência 14 consultando a bibliografia ao final deste Trabalho. A utilização do programa “*DIGITIZER*” é apenas um recurso estético, uma vez que a outra forma de fazer isto, seria colocar os gráficos lado a lado, o que poderia ser considerado visualmente desproporcional e/ou malfeito. Outra importante consideração, é que o eixo das ordenadas foi plotado utilizando \log_{10} . O motivo é que no gráfico linear, as curvas podem ficar muito distantes umas das outras, tornando a comparação difícil. Isto ocorre porque as concentrações para o elemento heterogêneo ficaram bastante diferentes em relação à original. A tabela 4.9 então, informa as concentrações de alguns núclídeos avaliados durante a queima. A partir destes dados, foram gerados os gráficos que se seguem.

Tabela 4.9 Concentrações de alguns nuclídeos avaliados na queima com SCALE 6.0

Tempo (dias)	Alguns nuclídeos avaliados na queima com TRITON 6.0						
	²³⁵ U	²³⁸ U	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴¹ Am	²³⁷ Np	²⁴⁴ Cm
0	6.933E-5	9.709E-3	1.388E-3	2.656E-4	0	0	0
25	6.637E-5	9.655E-3	1.379E-3	2.551E-4	3.952E-6	2.504E-7	1.64E-8
50	6.35E-5	9.600E-3	1.371E-3	2.453E-4	7.59E-6	5.206E-7	6.515E-8
75	6.074E-5	9.546E-3	1.363E-3	2.361E-4	1.093E-5	7.911E-7	1.454E-7
100	5.806E-5	9.491E-3	1.356E-3	2.276E-4	1.4E-5	1.059E-6	2.561E-7
125	5.548E-5	9.435E-3	1.348E-3	2.196E-4	1.681E-5	1.326E-6	3.965E-7
150	5.300E-5	9.380E-3	1.341E-3	2.122E-4	1.938E-5	1.59E-6	5.654E-7
175	5.060E-5	9.324E-3	1.333E-3	2.053E-4	2.172E-5	1.853E-6	7.617E-7
200	4.829E-5	9.268E-3	1.326E-3	1.989E-4	2.386E-5	2.115E-6	9.846E-7
225	4.608E-5	9.211E-3	1.318E-3	1.93E-4	2.58E-5	2.372E-6	1.233E-6
250	4.394E-5	9.155E-3	1.311E-3	1.875E-4	2.757E-5	2.63E-6	1.504E-6
275	4.19E-5	9.098E-3	1.303E-3	1.825E-4	2.917E-5	2.878E-6	1.799E-6
300	3.993E-5	9.041E-3	1.296E-3	1.778E-4	3.061E-5	3.126E-6	2.115E-6

Os gráficos gerados da tabela acima estão representados nas imagens que se seguem. Elas mostram a evolução das concentrações de alguns nuclídeos mostrados na referência 14 e comparados com aqueles obtidos aqui. O ¹³⁵Xe não foi representado na tabela, mas foi devidamente avaliado, não somente ele, mas também outros absorvedores, os quais julgou-se necessário.

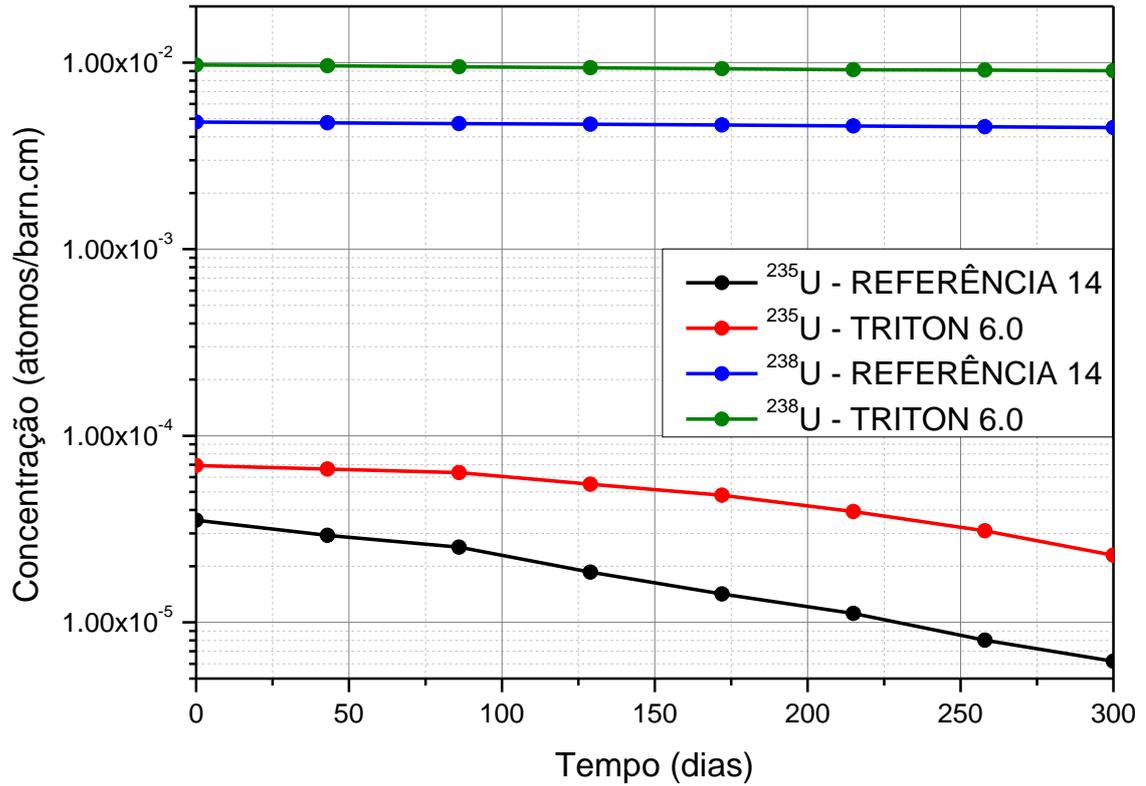


Figura 4.7 Evolução do ^{235}U e ^{238}U em 300 dias de queima

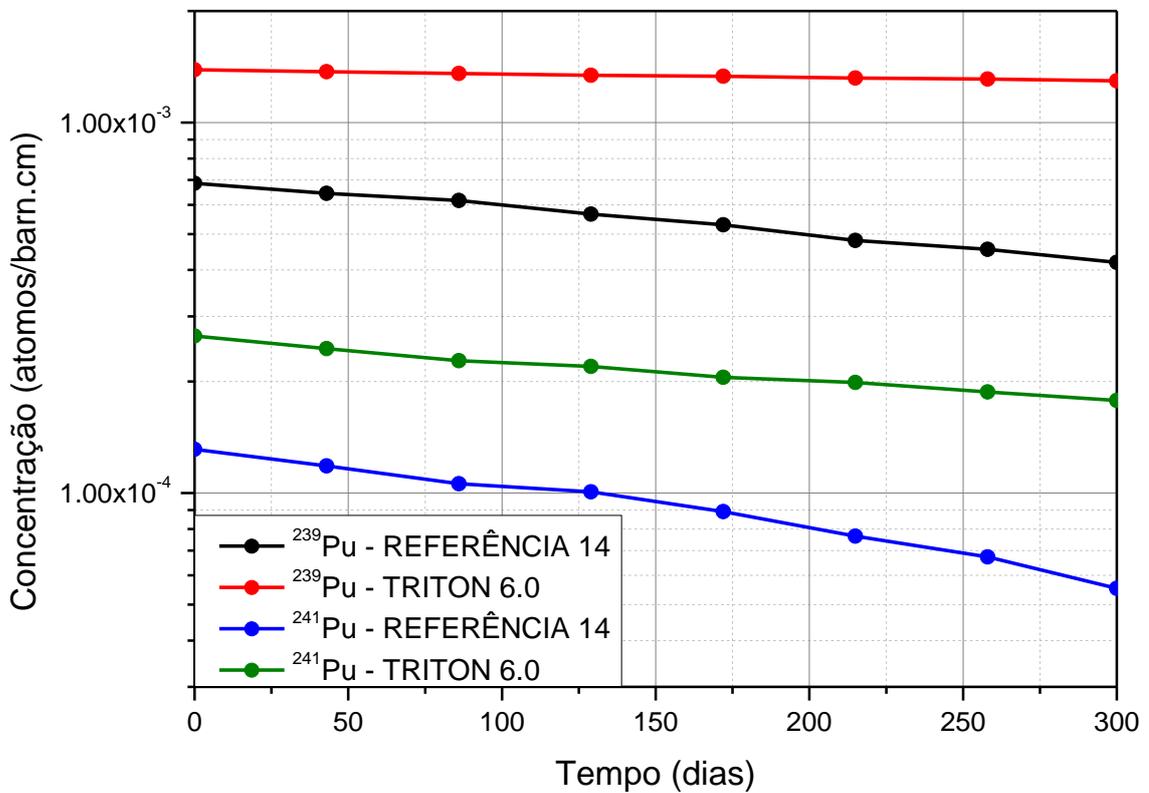


Figura 4.8 Evolução do ^{239}Pu e ^{241}Pu em 300 dias de queima

Outra análise interessante, é verificar como comportaram-se os três nuclídeos físséis criados durante a queima do combustível. Assim como ocorreu com os absorvedores ^{160}Gd e ^{149}Sm , os autores também não fizeram uma avaliação do ^{244}Cm , esta, é feita no artigo seguinte, o de 2012 (*Martín del Campo et al., 2012*) [16], com a queima mais estendida. Desta forma, para que todos os gráficos deste capítulo estejam plotados com o mesmo período de queima, mais uma vez optou-se pelo uso do “DIGITIZER” para construção deste gráfico especificamente. O gráfico da figura 4.9, foi plotado em 300 dias de queima, para que seja possível perceber com maior clareza como variam estas concentrações e principalmente verificar como elas são criadas bruscamente nos primeiros dias de queima.

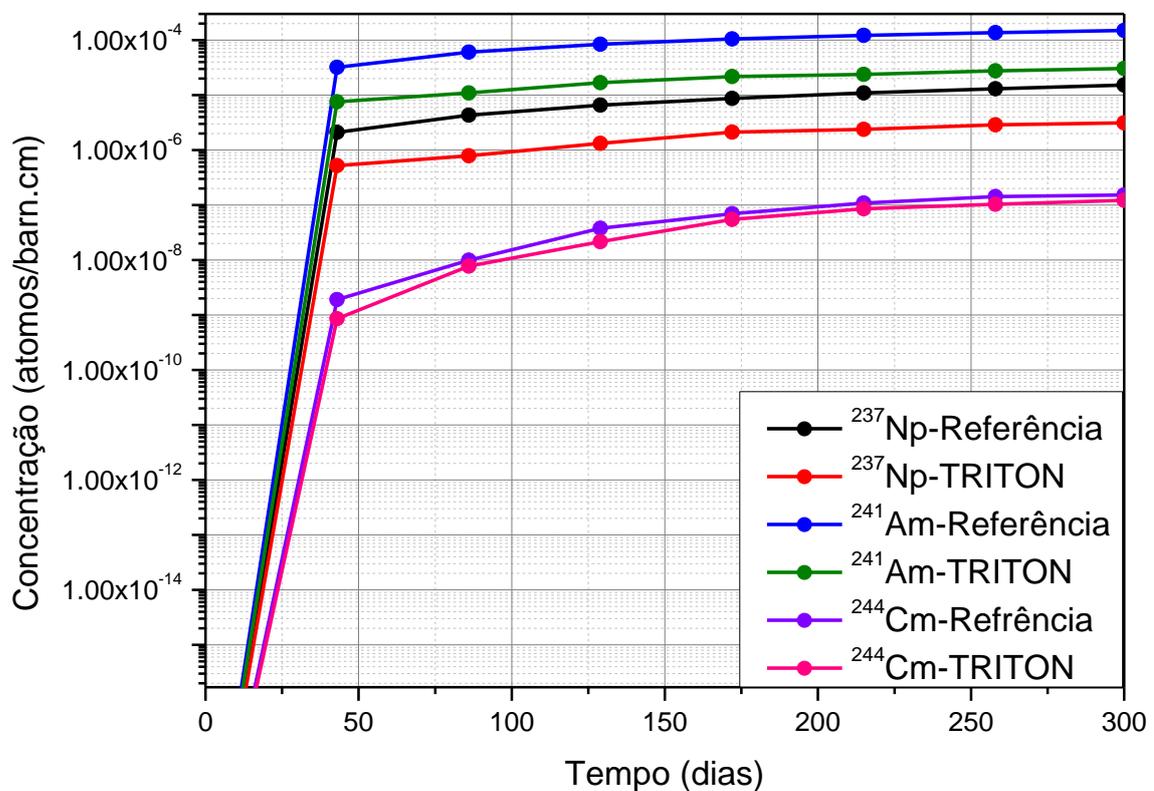


Figura 4.9 Evolução do ^{237}Np , ^{241}Am e ^{244}Cm em 300 dias de queima

O ^{135}Xe é um importante absorvedor de nêutrons, da mesma forma, o ^{160}Gd e o ^{149}Sm , dentre outros. Os autores da referência 14, plotaram apenas o gráfico do ^{135}Xe , que pode ser comparado com os dados para este nuclídeo gerados pelo TRITON. Os outros dois, foram colocados juntos no mesmo gráfico, a fim de que seja imediato verificar que o comportamento destes nuclídeos é muito similar sendo que a diferença fica por conta de pequenas variações nas suas concentrações.

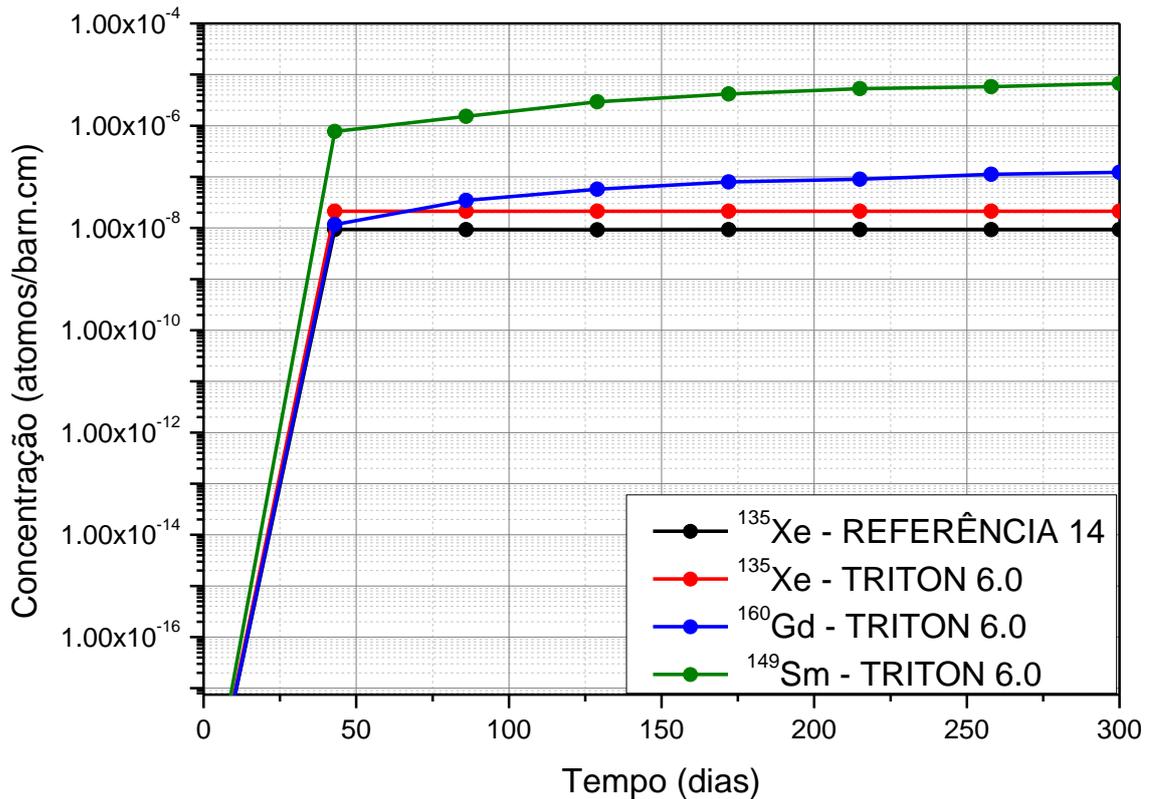


Figura 4.10 Evolução dos principais absorvedores em 300 dias de queima

Em apenas 25 dias, o que corresponde a uma porcentagem muito pequena do tempo total em que o núcleo seria reativo, ocorre um aumento brusco nestas concentrações, evidenciando sua criação. Em cerca de 1/6 do período total de queima, praticamente todo o material que deveria ser criado já o foi e então a curva tende a uma estabilidade. A partir daí, a quantidade de núclídeos físseis que é criada torna-se praticamente igual àquela quantidade que é consumida, ou que serviu como absorvedores de nêutrons, ou ainda para transmutação. Um sistema que se comporta desta maneira, criando e consumindo parte de seu próprio combustível, contribui para uma queda menos acentuada no fator de multiplicação dos nêutrons [28]. O resultado é que tal combustível permanece reativo por mais tempo, contribuindo para uma queima mais estendida, como é próprio de um reator criador, o que também será verificado no capítulo 6.

Todos os resultados usando diferentes códigos nucleares, apontam o mesmo comportamento na evolução das concentrações dos núclídeos observados. É possível concluir então, que a queima do (U, Pu)C a partir do TRITON e com a biblioteca V7-238 não difere daquela realizada com os programas usados nas referências.

Diante dos resultados aqui apresentados e que constata os resultados dos pesquisadores tidos aqui como principal referência, *R. Reyes-Ramírez e Martin-del-Campo et. al* [14, 15, 16], julga-se o modelo do elemento combustível heterogêneo adequado para avaliar os aspectos neutrônicos que serão propostos nos capítulos que se seguem.

CAPÍTULO 5 - AVALIAÇÃO DA INSERÇÃO DE TRU NO COMBUSTÍVEL

Neste capítulo, serão comparados os resultados mostrados no capítulo anterior para dois outros combustíveis, (U, TRU)C e (Th, TRU)C. Serão apresentadas as novas composições e propostas avaliações destes combustíveis no que diz respeito à sua evolução, o espectro de energia, o fluxo neutrônico e a probabilidade de fissão. A fim de que as comparações pretendidas sejam feitas de forma mais precisa, neste capítulo, ainda será tratado apenas o elemento combustível.

5.1 Cálculo de Criticalidade

As quantidades de material físsil para os dois novos combustíveis propostos foram ajustadas de modo a manter o valor de k_{inf} o mais próximo possível dos valores de referência. Na sequência, a tabela 5.1 mostra a composição para o (U, Pu)C e cada um dos dois novos combustíveis a serem avaliados, (U, TRU)C e (Th, TRU)C.

Tabela 5.1 porcentagens de material físsil nos três combustíveis.

	Programa / Combustível				
	MCNPX	TRIPOLI	TRITON 6.0		
	(U, Pu)C		(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
Material Físsil (%)	11,33%	11,33%	11,33%	13,06%	15,78%

Tanto para a condição de criticalidade quanto para a de queima, os componentes da vareta combustível serão considerados inicialmente a uma mesma temperatura, assim como nas referências. É conveniente lembrar que a composição de transurânicos usada nos novos combustíveis testados a partir deste capítulo, foram obtidas do reprocessamento UREX+ do combustível UO_2 do reator Angra-I, com enriquecimento inicial de 3,1% e com queima total de 33,000 MWd/T(HM) e posteriormente deixado esfriando em piscina por 5 anos [20], como já foi mencionado anteriormente. Na sequência, a tabela 5.2 mostra a composição exata para os dois novos combustíveis.

Tabela 5.2 Composição para os três combustíveis avaliados.

Nuclídeos	Densidade atômica (átomos·barn ⁻¹ ·cm ⁻¹)		
	(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
²³² Th	-	-	8.98044E-03
²³⁴ U	2.53672 E-06	-	-
²³⁵ U	6.93245 E-05	1.94119E-04	-
²³⁸ U	9.70792 E-03	9.39176E-03	-
²³⁸ Pu	2.44378 E-05	4.60116E-05	6.04722E-05
²³⁹ Pu	1.38757 E-03	1.33704E-03	1.75724E-03
²⁴⁰ Pu	6.30365 E-04	5.58371E-04	7.33856E-04
²⁴¹ Pu	2.65619 E-04	3.00559E-04	3.95019E-04
²⁴² Pu	1.20206 E-04	1.57591E-04	2.07118E-04
²⁴¹ Am	-	9.19571E-05	1.20858E-04
^{242m} Am	-	2.44940E-07	3.21920E-07
²⁴³ Am	-	3.42475E-05	4.50109E-05
²⁴² Cm	-	1.98592E-09	2.61005E-09
²⁴³ Cm	-	1.05066E-07	1.38086E-07
²⁴⁴ Cm	-	7.86611E-06	1.03383E-05
²⁴⁵ Cm	-	4.12775E-07	5.42503E-07
²⁴⁶ Cm	-	5.29104E-08	6.95391E-08
²³⁷ Np	-	8.72384E-05	8.72384E-05
C	6.05675 E-02	6.05675 E-02	6.05675E-02

O ajuste necessário das quantidades de material físsil, a fim de se obter valores próximos para k_{inf} , foi feito depois de várias simulações com as porcentagens de material físsil. Variações das quantidades deste material da ordem de 10^{-4} podem provocar grandes modificações no resultado final, desta forma, os valores mostrados acima, estão otimizados. São aqueles cujos testes revelaram maior proximidade do valor de k_{inf} para o combustível (U, Pu)C, dentro de limites de tempo plausíveis.

A tabela 5.3 mostra então os valores de k_{inf} para cada combustível obtido a partir das concentrações mencionadas acima. Os resultados apontam absoluta concordância com aqueles das referências.

Tabela 5.3 Comparação dos valores de k_{inf} para os três combustíveis em relação à referência.

JEFF 3.2 – (U, Pu)C		CSAS 6.0		
MCNP - X	TRIPOLI	(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
1.30760	1.30979	1.30679	1.30596	1.30830

A intenção agora é mostrar que também para os novos combustíveis, a biblioteca V7-238 apresenta o mesmo comportamento, quando comparadas ao combustível original, (U, Pu)C. A figura 5.1 mostra o gráfico obtido ao se comparar os três combustíveis. Desta vez, é possível obter mais pontos, uma vez que com a biblioteca V7-238, é possível realizar o cálculo também nas temperaturas de 400 e 500 K.

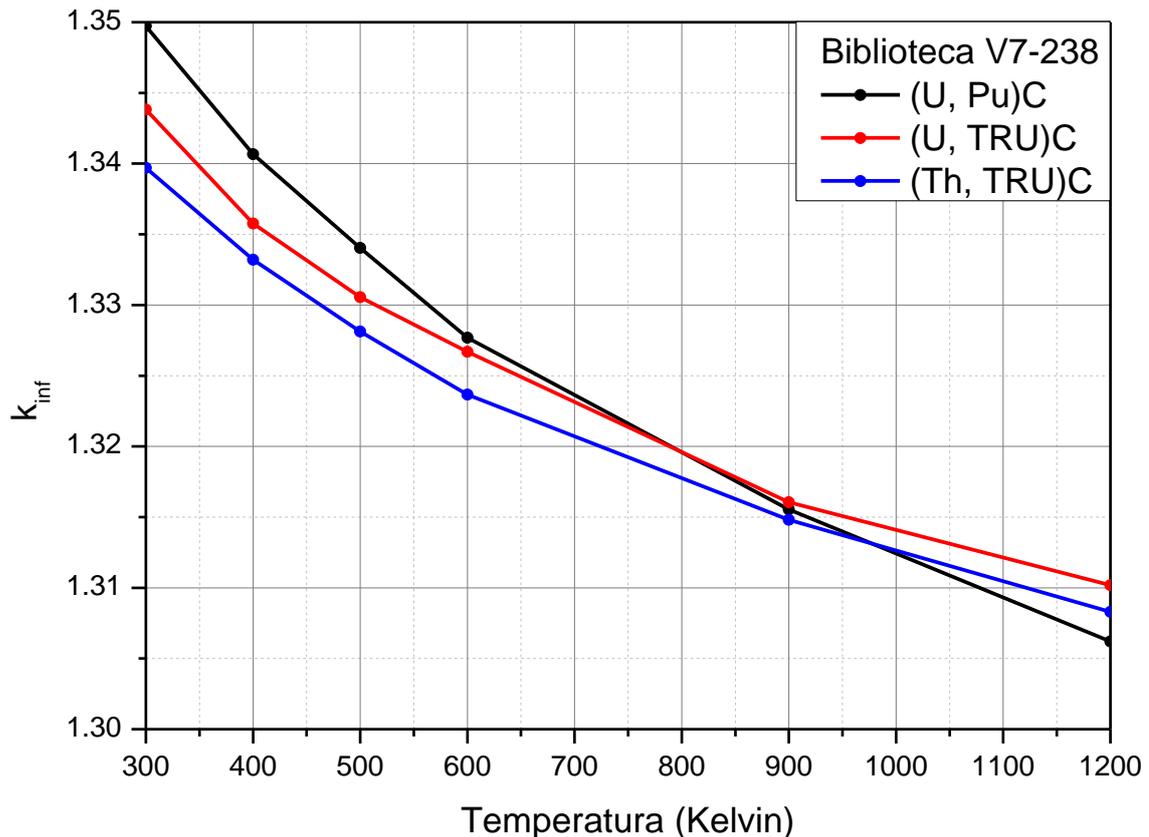


Figura 5.1 Evolução de k_{inf} em quatro temperaturas para a biblioteca V7-238 nos três combustíveis avaliados.

O mesmo comportamento observado com as mesmas bibliotecas para o combustível (U, Pu)C é também observado aqui com os dois novos combustíveis. Desta forma, justifica-se a continuidade do estudo com o uso da biblioteca V7-238.

5.2 Cálculo de Queima

Como foi apresentado no capítulo 2, existem diversos trabalhos que estudaram a inserção de TRU em combustíveis, principalmente os óxidos. Mais raramente, aparecem artigos que fazem estudos sobre a inserção de TRU em um combustível metálico baseado em carbono. A proposta agora é avaliar alguns aspectos da neutrônica em um GFR com inserção de TRU

diluído em urânio empobrecido e tório natural, a fim de comparar os resultados com aqueles gerados a partir do combustível (U, Pu)C, tanto com o módulo TRITON, quanto para àqueles das referências. A tabela 5.4 e a figura 5.2 mostram a evolução de k_{inf} ao longo de 300 dias de queima para cada um dos três combustíveis. Uma vez que o modelo heterogêneo para o combustível (U, Pu)C já foi validado no capítulo anterior, as comparações agora serão feitas tendo como base apenas este modelo. A queima foi feita com todos os componentes do núcleo à temperatura de 1200 K.

Tabela 5.4 Evolução de k_{inf} para os três combustíveis estudados.

Irradiação (dias)	k_{inf} (U, Pu)C	k_{inf} (U, TRU)C	k_{inf} (Th, TRU)C
0	1.30660	1.30584	1.30664
25	1.30464	1.30540	1.30411
50	1.30275	1.30246	1.29947
75	1.30014	1.29928	1.29677
100	1.29756	1.29721	1.29434
125	1.29404	1.29477	1.29224
150	1.29097	1.29186	1.29099
175	1.28854	1.28897	1.28873
200	1.28554	1.28618	1.28736
225	1.28242	1.28338	1.28562
250	1.28001	1.28134	1.28406
275	1.27688	1.27823	1.28237
300	1.27404	1.27618	1.28141

Na sequência, a figura 5.2 mostra o gráfico gerado com dados da tabela acima. Há de desde já, destacar-se os efeitos da criação do ^{233}U para o combustível diluído em tório. Este fascinante resultado resultado será discutido adiante.

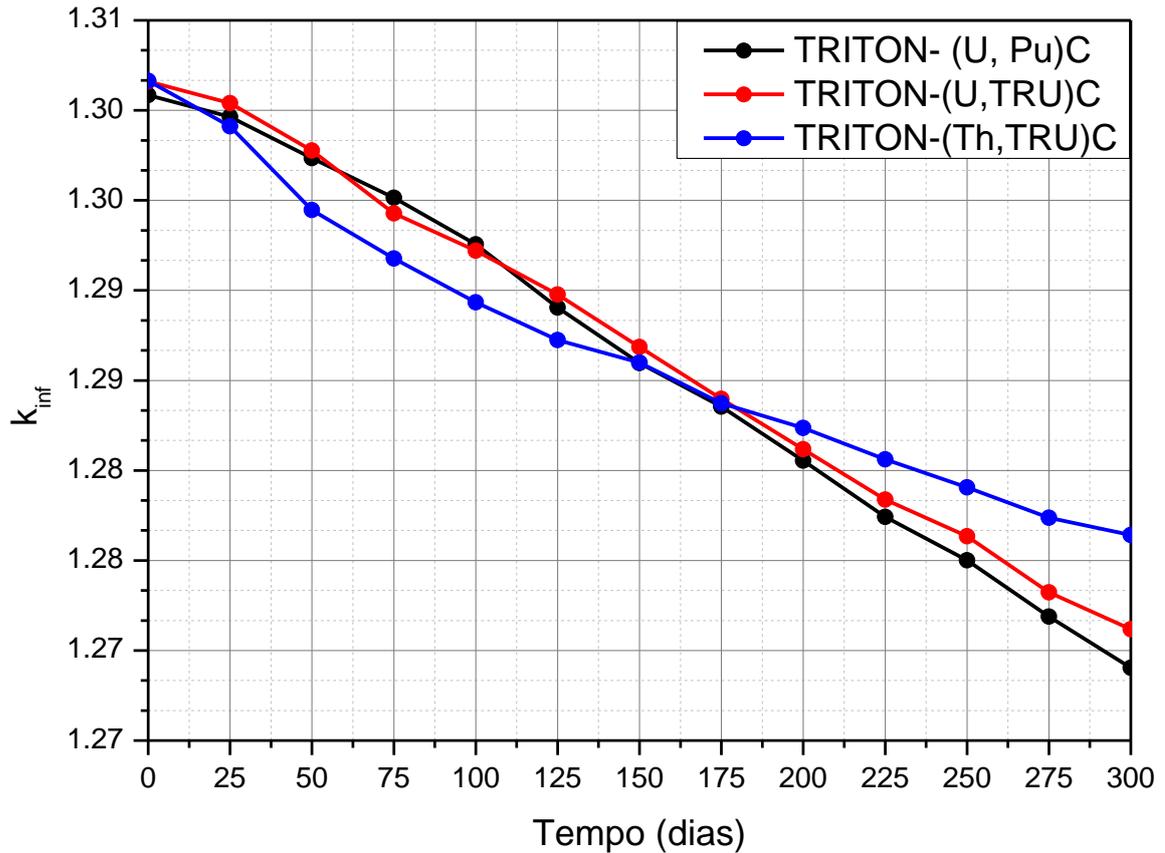


Figura 5.2 Comparação da evolução de k_{inf} para todos os programas, bibliotecas e combustíveis utilizados.

As curvas para os combustíveis diluídos em urânio empobrecido seguem praticamente juntas durante toda a queima. Para o (U, Pu)C e o (U, TRU)C avaliados com o TRITON, elas seguem sempre entre as curvas originais [14]. Para o (Th, TRU)C, a curva apresenta dois momentos distintos. No primeiro deles, até 150 dias, o valor de k_{inf} para o combustível a base de tório decresce a uma taxa maior. A maior taxa de queda inicial nestes valores evidencia um combustível que, a princípio possui uma reatividade menor. Isto se dá pela criação do ^{233}Pa , nuclídeo altamente absorvedor. Ele, por sua vez, dará origem ao ^{233}U que é físsil, fazendo com que a curva não somente volte à inclinação anterior, mas também tornando esta inclinação, agora menor. Com k_{inf} decrescendo a uma taxa menor, tem-se um combustível que mantém o núcleo supercrítico por mais tempo. O combustível diluído em tório então, apresentou comportamento distinto dos demais combustíveis. Este comportamento, além de ser desejável quando se pensa em uma queima mais estendida, é bem particular da inserção do tório no combustível, como pode ser comparado pelos diversos trabalhos do DEN-UFMG [Ex.: 39, 40, 41, 42, 43].

A tabela 5.5, mostra a quantidade de material físsil criado pelos três combustíveis. O “*output*” do TRITON, fornece os valores em gramas por cada tonelada de metal pesado, desta forma, esta análise não será mais necessária quando for modelado o núcleo, no próximo capítulo. Mais uma vez, destaca-se o (Th, TRU)C pela quantidade de ^{233}U criada.

Tabela 5.5 Quantidade de material físsil formado nos três combustíveis

	Quantidade de material físsil formado nos três combustíveis por tonelada de metal pesado (gramas)		
	(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
^{241}Am	770	180	480
^{244}Cm	< 10	1440	1170
^{233}U	-	-	7460
^{235}U	-	-	< 10
Total	770	1.620	9.110

Ainda é válido salientar o seguinte: uma vez dados os valores iniciais de concentração e volumes, a saída de dados do TRITON fornece os valores das densidades calculadas, que estão em pleno acordo com os valores fornecidos nas referências. Existe, portanto, uma consistência entre os valores utilizados para o cálculo da nova concentração, fornecido pelas referências com aqueles calculados pelo SCALE neste trabalho. A tabela 6.6 mostra estes resultados.

Tabela 5.6 Comparação entre densidades dos materiais

Densidades ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	Input [14]	Output (TRITON 6.0)		
		(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
combustível	6,0400	6,0389	6,0389	6,0389
revestimento	2,8890	2,8895	2,8895	2,8895
refrigerante	0,0100	0,0099	0,0099	0,0099

O cálculo de queima ainda mostra informações sobre a criação de nuclídeos nos novos combustíveis. A tabela 5.7 mostra a evolução da composição para (U, TRU)C. Este

combustível apresenta aumento bastante discreto nas concentrações de dois nuclídeos físséis (^{241}Am , ^{244}Cm) e dois fissionáveis (^{238}Pu , ^{240}Pu), como sugere a tabela abaixo.

Tabela 5.7 Concentração dos principais isótopos para queima do (U, TRU)C

Isótopo	Concentração (átomos/barn·cm)		
	BOL	EOL	Diferença
^{234}U	0	3.185E-07	3.185E-07
^{235}U	1.941E-04	1.750E-04	-1.910E-05
^{238}U	9.391E-03	9.267E-03	-1.240E-04
^{238}Pu	4.601E-05	5.105E-05	5.040E-06
^{239}Pu	1.337E-03	1.321E-03	-1.600E-5
^{240}Pu	5.583E-04	5.748E-04	1.650E-5
^{241}Pu	3.005E-04	2.689E-04	-3.160E-5
^{242}Pu	1.575E-04	1.601E-04	2.600E-6
^{241}Am	9.195E-05	9.439E-05	2.440E-6
$^{242}\text{Am-m}$	2.449E-07	9.449E-07	7.000E-7
^{244}Cm	7.866E-06	9.641E-06	1.775E-6
^{245}Cm	1.985E-09	3.425E-09	1.440E-9
^{246}Cm	1.050E-07	2.953E-07	1.903E-7
^{237}Np	8.723E-05	8.062E-05	-6.061E-6

O (Th, TRU)C foi o combustível que mais criou material físsil, graças à criação do ^{233}U que se dá concomitantemente à criação do ^{233}Pa . O combustível diluído em tório apresentou aumento em quatro nuclídeos físséis, (^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{241}Am , ^{244}Cm) e três fissionáveis (^{234}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu). Na sequência, a tabela 5.8 e a figura 5.3 fornecem detalhes das concentrações.

Tabela 5.8 Concentração dos principais isótopos para queima do (Th,TRU)C

Isótopo	Concentração (átomos/barn-cm)		
	BOL	EOL	Varição
²³² Th	8.949E-03	8.831E-03	-1.180E-04
²³³ U	0	9.358E-05	9.358E-05
²³⁴ U	0	1.647E-06	1.647E-06
²³⁵ U	0	5.239E-08	5.239E-08
²³⁸ U	0	3.176E-10	3.176E-10
²³⁸ Pu	6.103E-05	6.639E-05	5.360E-06
²³⁹ Pu	1.773E-03	1.631E-03	-1.420E-04
²⁴⁰ Pu	7.406E-04	7.551E-04	1.450E-05
²⁴¹ Pu	3.986E-04	3.581E-04	-4.050E-05
²⁴² Pu	2.090E-04	2.114E-04	2.000E-06
²⁴¹ Am	1.220E-04	1.263E-04	4.300E-06
²⁴² Am-m	3.249E-07	1.003E-06	6.781E-07
²⁴⁴ Cm	1.043E-05	1.231E-05	1.880E-06
²³⁷ Np	1.157E-04	1.070E-04	-8.700E-06
²³³ Pa	0	1.459E-05	1.459E-05

A figura 5.3 informa que a concentração de ²³³U atinge altos valores quando o combustível apresenta alta criticidade, justamente pelo aumento na concentração do ²³³U.

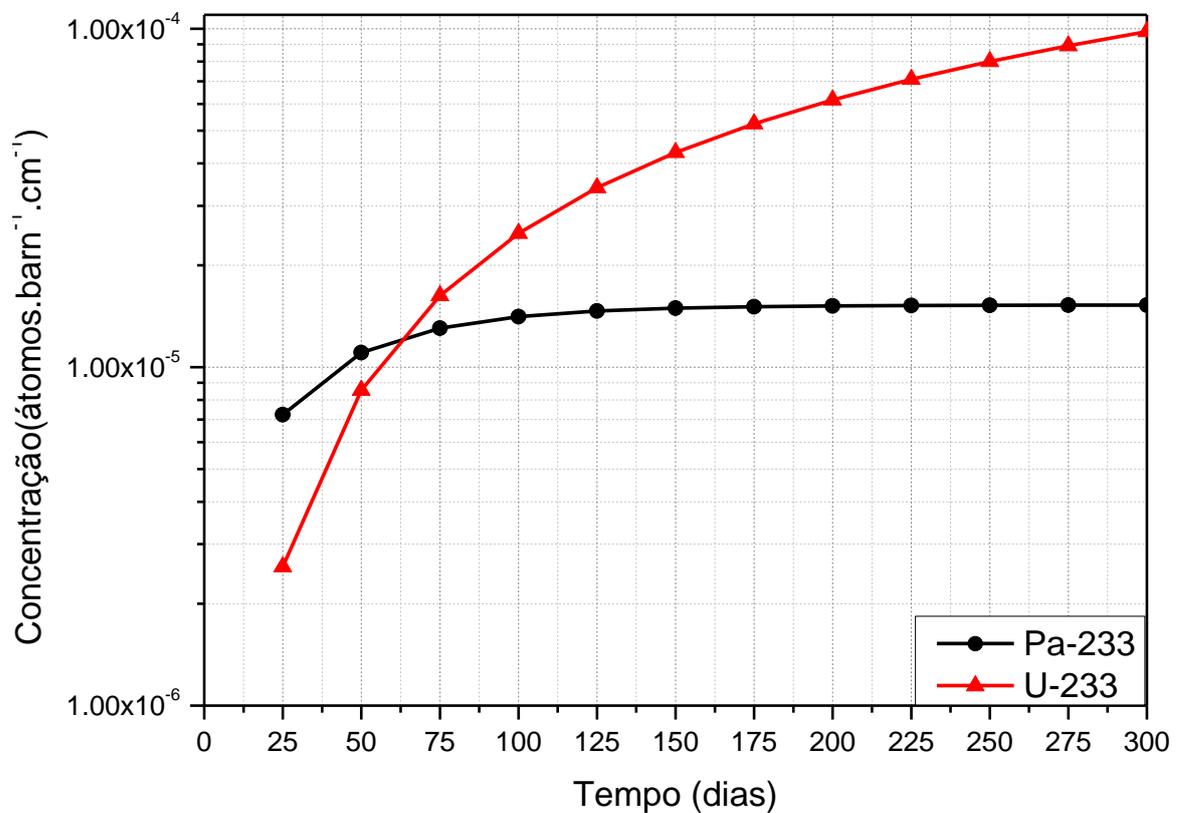


Figura 5.3 Concentração de ²³³Pa e ²³³U em 300 dias de queima.

É este fato que irá provocar a diminuição na taxa de queima do combustível diluído em tório. Sua criação ocorre durante todo o ciclo e começa a agir de modo a interferir significativamente na criticalidade em torno de 150 dias de queima. Repare que a quantidade de ^{233}U criada no combustível (Th, TRU)C é uma ordem de grandeza maior que a quantidade de ^{241}Am , criado no (U, Pu)C sendo que, do ponto de vista de criação, este foi o nuclídeo mais importante neste combustível. Merecem destaque ainda, aqueles nuclídeos físséis que não existiam no combustível inicial baseado em tório. São os isótopos 233 e 235 do urânio, mostrados na figura 6.4.

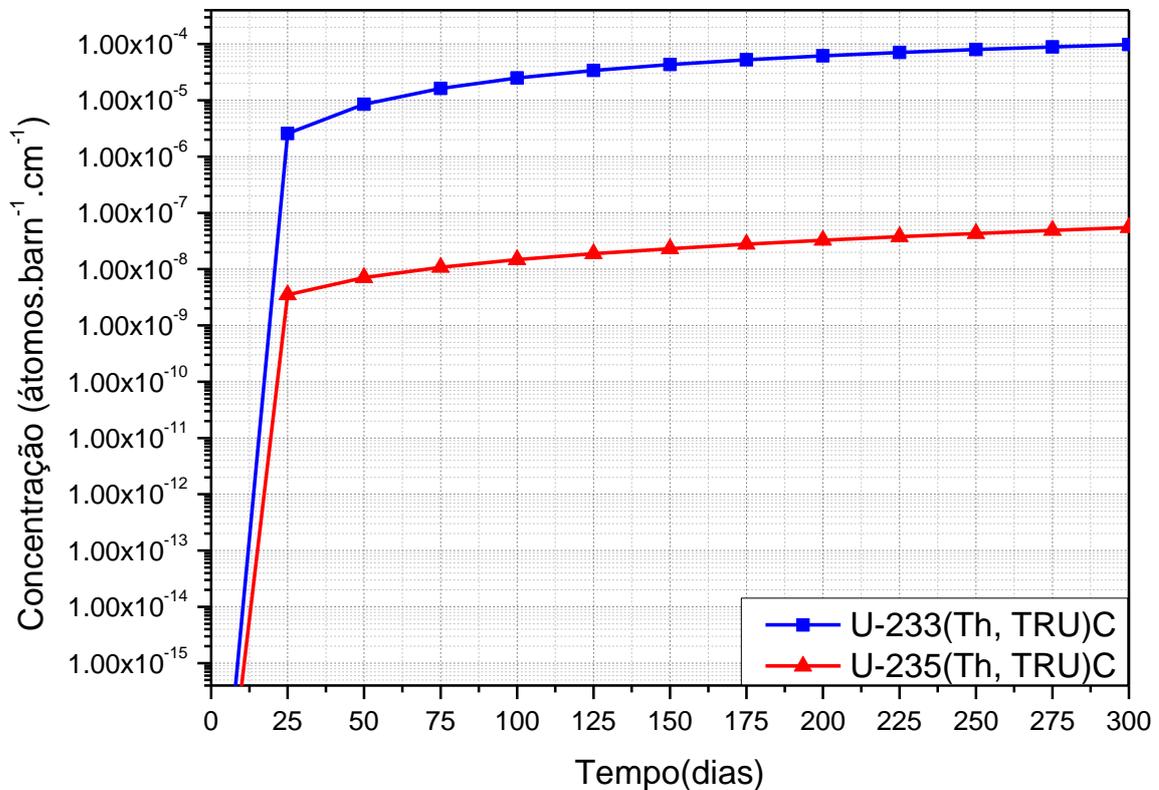


Figura 5.4 Concentração dos dois nuclídeos físséis criados na composição (Th, TRU)C

O aumento na concentração do ^{234}U no combustível (U, Pu)C e sua criação nos outros dois combustíveis são muito importantes para a queima, pois dele origina-se o físsil ^{235}U , pela reação de captura radioativa com a absorção de um nêutron e emissão γ . Para o combustível original, o aumento da concentração do ^{234}U é bastante discreto. Isto indica que, da quantidade que está sendo criada, ao serem subtraídos aqueles nuclídeos que servirão como absorvedores de nêutrons e/ou sofrerão transmutações, o restante é convertido em ^{235}U . O

gráfico da figura 6.5 dá uma ideia de como foi a manutenção e/ou criação destes importantes isótopos para os três combustíveis.

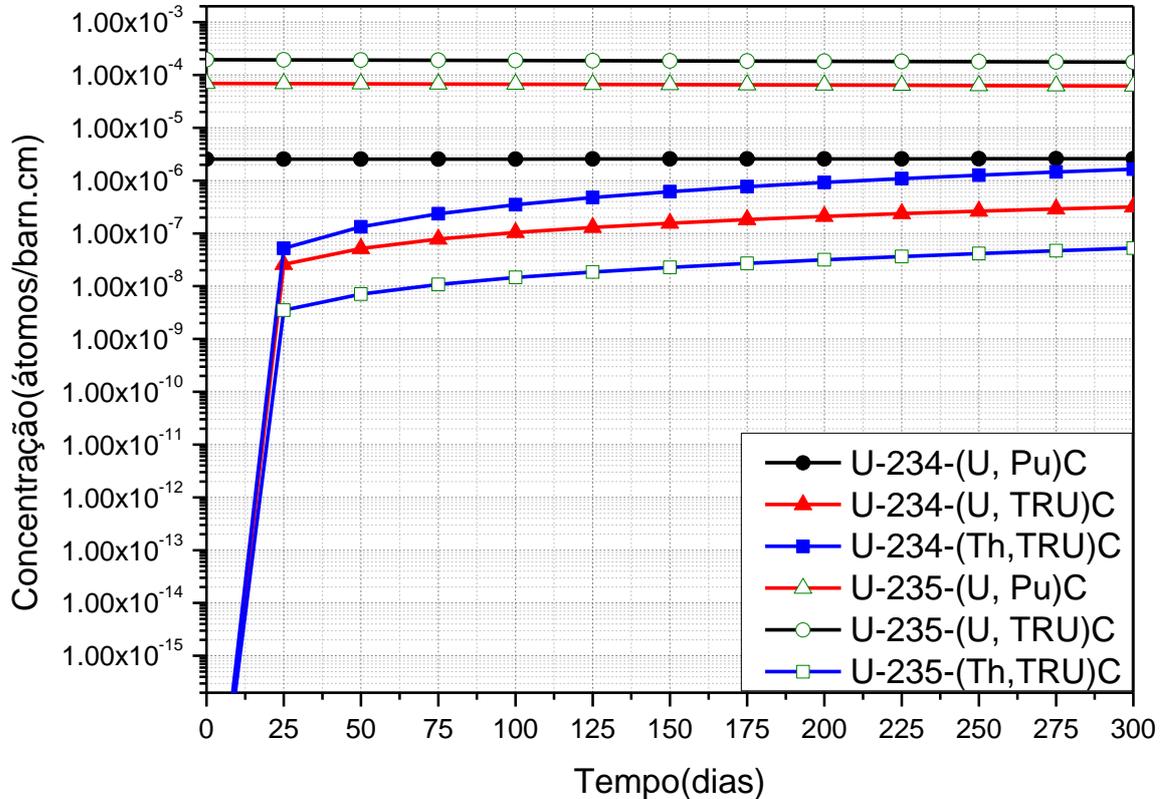


Figura 5.5 Concentração de ^{234}U e ^{235}U para os três combustíveis

Nos combustíveis diluídos em urânio empobrecido, observa-se que há uma manutenção nas taxas de queima e de criação quase constantes para os isótopos 235 e 234 respectivamente. Eles vêm principalmente do decaimento do isótopo 238 que não foi queimado em altíssimas energias e nem deu lugar à cadeia de decaimento do plutônio. Já no combustível diluído em tório, o responsável pelo surgimento, tanto do ^{234}U quanto do ^{235}U é o decaimento do tório em urânio e plutônio.

A concentração de ^{238}U diminui discretamente nos dois combustíveis diluídos em urânio empobrecido. Este isótopo apresenta probabilidade significativa de sofrer fissão, apenas em altíssimas energias, como será visto adiante. Assim, seu decréscimo é devido, principalmente à criação do ^{239}Pu por absorção de um nêutron. O ^{241}Am e o ^{244}Cm apresentaram também aumentos discretos. Os três gráficos que se seguem, mostram a soma dos respectivos núclídeos para cada combustível. Respectivamente, tem-se os que sofreram fissão, os que são fissionáveis e os principais absorvedores para cada combustível.

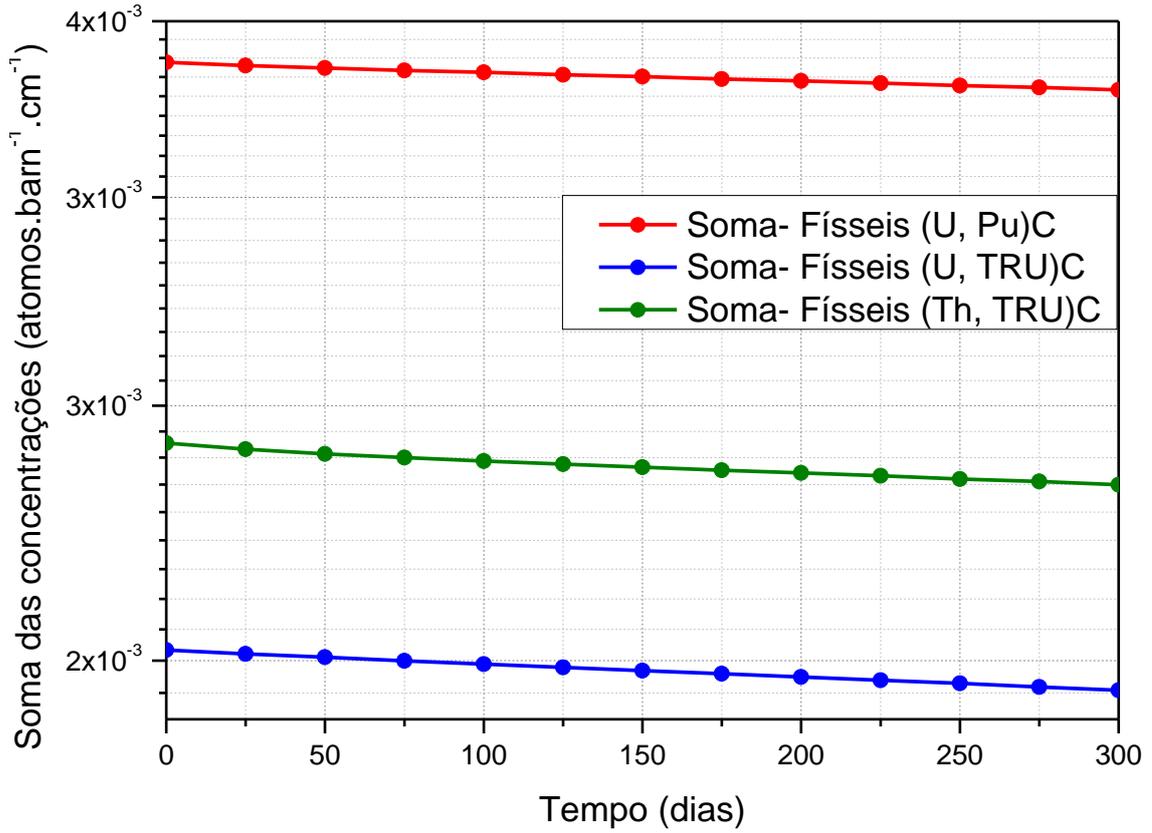


Figura 5.6 Soma das concentrações de nuclídeos fissionáveis ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm e ^{237}Np .

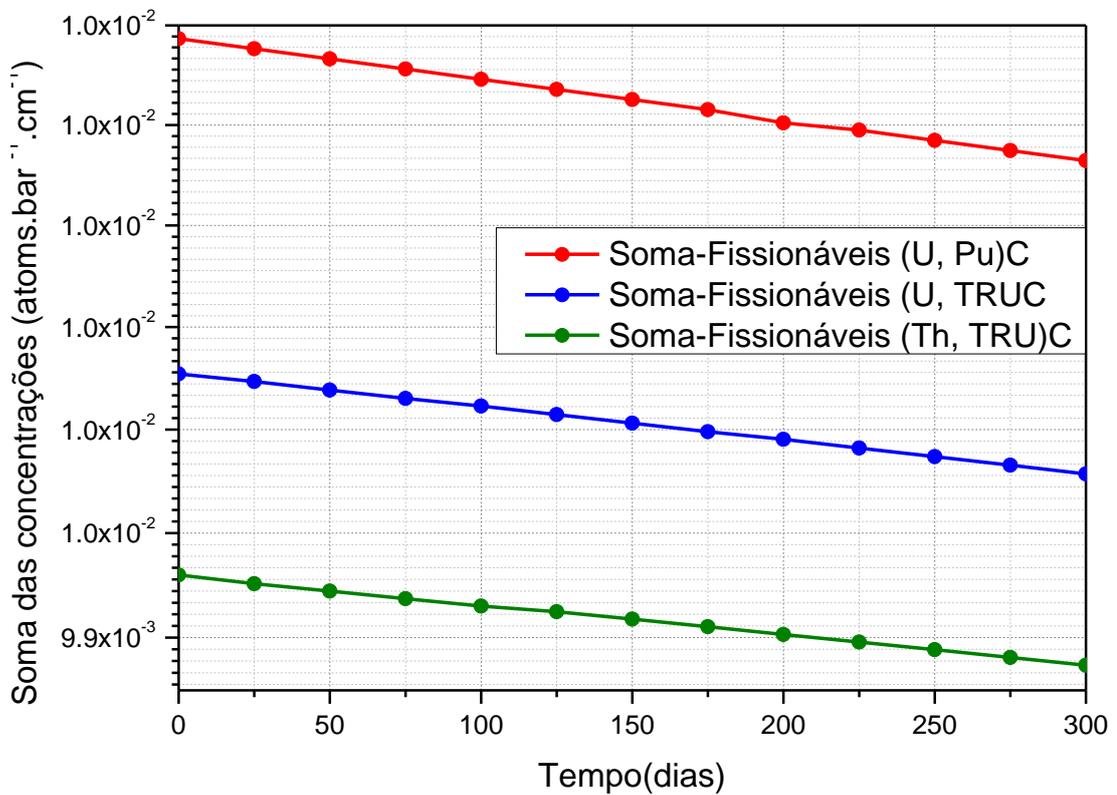


Figura 5.7 Soma das concentrações de nuclídeos fissionáveis, ^{238}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Am , ^{242}Cm e ^{243}Cm .

Para as figuras 5.6 e 5.7 acima, foi feita a soma das concentrações de todos os nuclídeos, físséis e fissionáveis, para os três combustíveis. A forma com que as concentrações diminuem são praticamente idênticas. Isto sugere que a inserção de TRU nos dois combustíveis, ou sua diluição em tório natural, não provoca alteração significativa na maneira como a composição evoluiu. As formas suave e constante com que ocorrem a queima e as transmutações atestam para este comportamento.

Como será mostrado na seção seguinte, existe uma taxa líquida de nêutrons disponíveis para a fissão. Os mesmos nuclídeos que sofrem fissão, podem também absorver nêutrons que poderiam à princípio, induzir mais fissão. Ao absorver um nêutron, um nuclídeo sofre uma transmutação e pode transformar-se em um isótopo físsil. Os produtos da fissão também produzem outros nuclídeos que são somente absorvedores, é o caso de alguns isótopos do xenônio e também de outros do gadolínio e do samário, dentre vários outros elementos. A maneira como eles surgem e se estabilizam é muito semelhante e já foi mostrada no capítulo anterior. Ainda assim, a título de coerência, faz-se necessário mostrar toda a soma das concentrações para os absorvedores também. A figura 6.8 então, ilustra como foi o surgimento dos absorvedores ^{135}Xe , ^{160}Gd e ^{149}Sm mostrando a soma de suas concentrações nos três combustíveis.

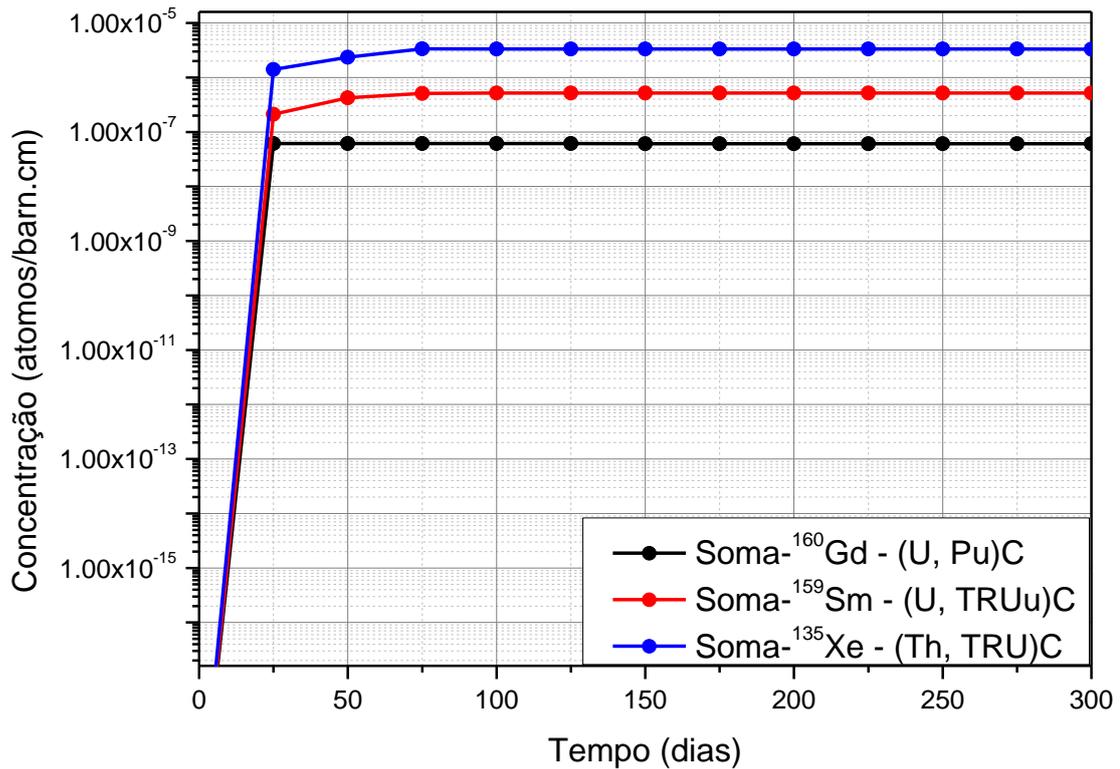


Figura 5.8 Concentração dos principais absorvedores para os três combustíveis

O aumento da concentração destes absorvedores se dá sincronicamente ao aumento das concentrações de vários nuclídeos físséis, como já foi mencionado anteriormente. De igual forma, quase do mesmo modo como estes nuclídeos entram em equilíbrio, ocorre com xenônio, com o gadolínio e com o samário. Assim como na criação de nuclídeos físséis e/ou fissionáveis, isótopos altamente absorvedores, também são criados no início da queima. Eles concorrem então com os nuclídeos físséis, absorvendo nêutrons que poderiam ser destinados à fissão. Desta forma, sua presença prejudica a multiplicação dos nêutrons, contudo, não há como fugir de seus efeitos [12].

5.4 Probabilidade de Fissão e Espectro Endurecido

Os dois gráficos que se seguem, foram gerados no MATLAB a partir dos valores das seções de choque de fissão (σ_f) e absorção (σ_γ) para cada nuclídeo, obtidas a partir da biblioteca ENDF/VII e usando o código NJOY para migrar de uma temperatura ambiente, gerando as tabelas à temperatura de 1200 K. A mesma temperatura é usada para os cálculos à “Full Power” (FP). O objetivo aqui é, através da análise do comportamento das seções de choque,

avaliar os núclídeos que apresentam maior probabilidade de sofrerem fissão em um espectro mais endurecido, característico de um reator rápido.

As figuras 5.9 e 5.10 apresentam então, o comportamento da probabilidade de ocorrer fissão por absorção total, à temperatura de trabalho, respectivamente para os núclídeos físséis e fissionáveis. Para os núclídeos considerados físséis, o ^{241}Am apresenta baixíssima probabilidade de fissão na faixa térmica. Para os demais núclídeos, cuja biblioteca ENDF-VII apresentou dados suficientes, todos apresentam alta probabilidade na faixa térmica. Na faixa rápida, a probabilidade continua alta, porém, em um menor intervalo de energias.

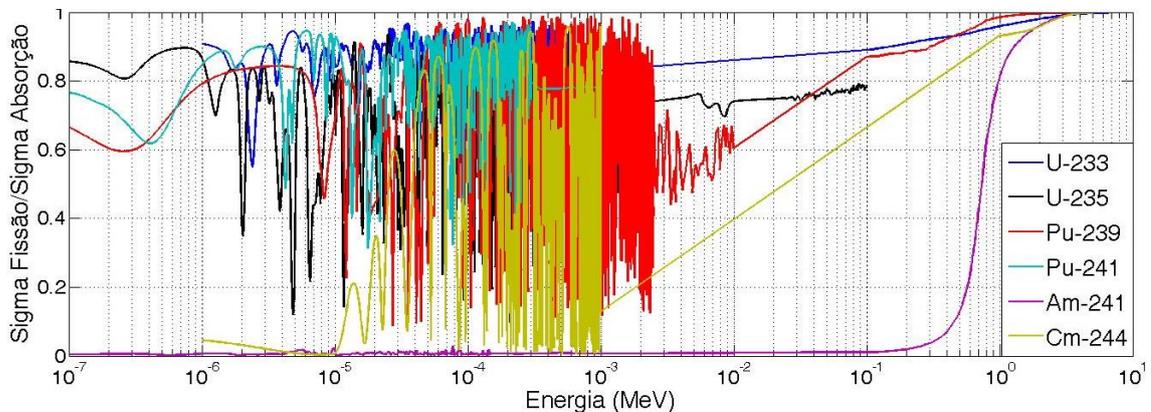


Figura 5.9 Probabilidade de fissão $\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_\gamma)$ para núclídeos físséis. $T = 1200\text{ K}$

Para os núclídeos fissionáveis, observa-se que a maioria dos isótopos aumenta sua probabilidade de fissão com o aumento da energia, mostrando claramente que a probabilidade de ocorrer fissão com estes aumenta em um espectro mais endurecido, o que é característico de um espectro rápido.

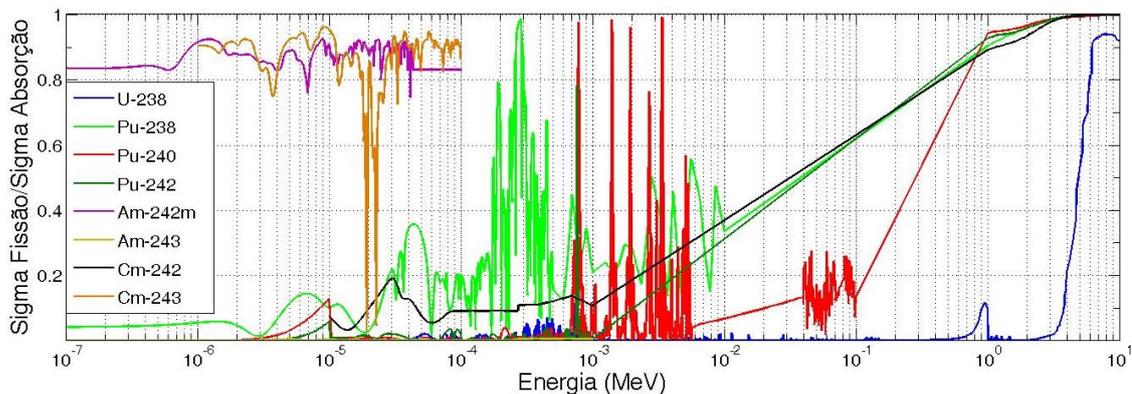


Figura 5.10 Probabilidade de fissão $\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_\gamma)$ para núclídeos fissionáveis. $T = 1200\text{ K}$

As figuras que se seguem, mostram o fluxo de nêutrons obtido com a queima para os três combustíveis analisados. Observa-se que a maioria dos nêutrons do sistema estão na faixa entre 1,0 KeV e 10 MeV, portanto, na faixa rápida, apresentando um espectro bem endurecido, característico de reatores rápidos [14, 16], o que facilita a fissão dos isótopos fissionáveis.

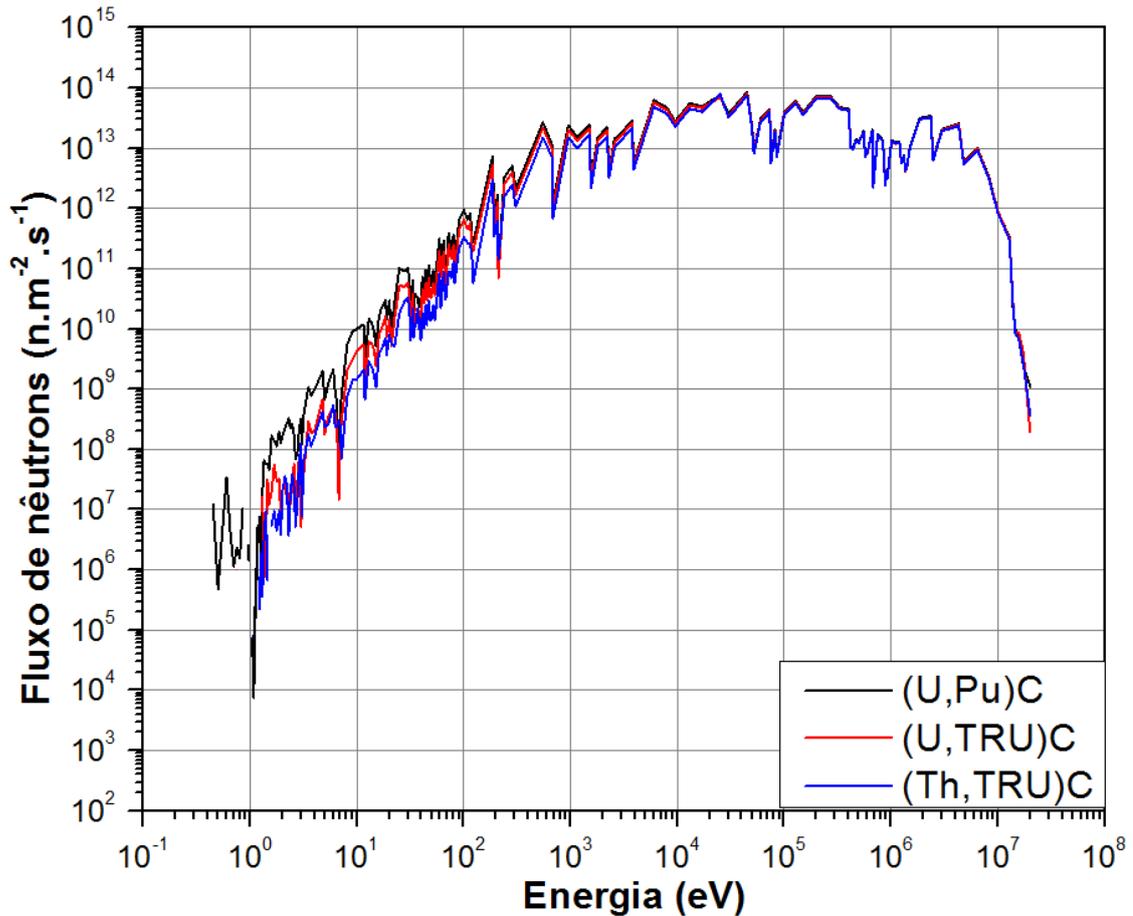


Figura 5.11 Espectro de nêutrons em função da energia para os três combustíveis.

A fim de avaliar melhor o comportamento do espectro para os três combustíveis estudados, o gráfico acima foi dividido em três partes, sendo: a primeira, para nêutrons até 100 eV, que caracteriza a faixa térmica e parte da faixa de ressonância. A segunda para nêutrons com energia entre 100 eV e 1000 eV e a terceira para energias acima de 1000 eV.

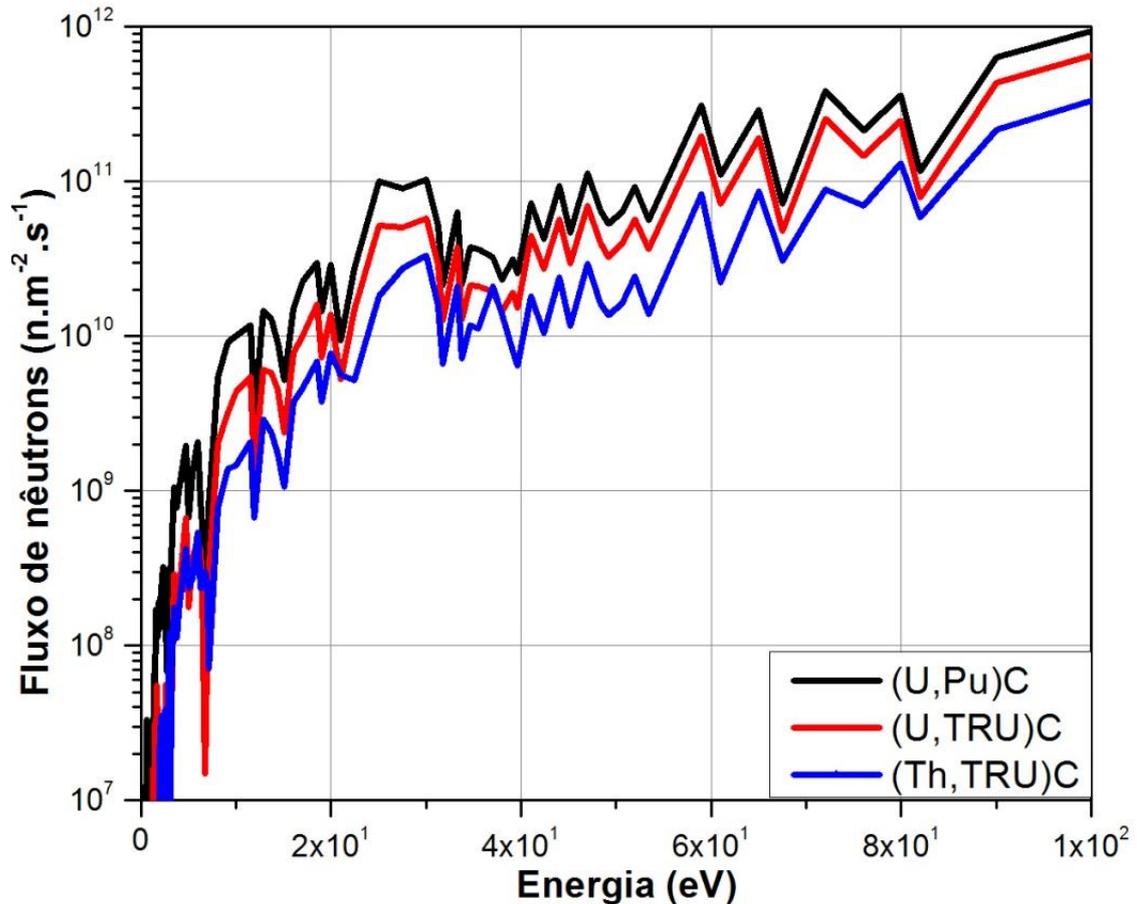


Figura 5.12 Espectro de nêutrons para os três combustíveis em baixas energias.

No primeiro setor (figura 5.12), observa-se que o combustível tradicional (U, Pu)C é menos absorvedor, apresentando um espectro mais endurecido, ou seja, é o combustível que apresenta maior probabilidade de que seus núclídeos sejam fissionados nesta faixa de energia. A presença do amerício, cúrio e netúnio nos novos combustíveis avaliados é o que torna o espectro menos endurecido nesta faixa. Isto mostra que para baixas energias, eles são mais absorvedores, ou seja, sua seção de choque de absorção é maior que a do plutônio por exemplo. Pode-se citar aqui, a presença do ^{233}Pa que dará origem ao ^{233}U . Antes que isto ocorra, no entanto, observam-se os efeitos absorvedores do protactínio. O segundo gráfico, mostra o fluxo para energias até 1,0 MeV, chegando, portanto, ao início da faixa rápida. Aí ainda observa-se o espectro mais endurecido para o combustível tradicional, no entanto, é possível distinguir que há uma tendência a um comportamento mais uniforme, o que começa a se distinguir na 2ª faixa de energia como ilustra a figura 5.13 e sendo mais claramente percebido na 3ª faixa, acima de 1,0 MeV, como mostra a figura 5.14.

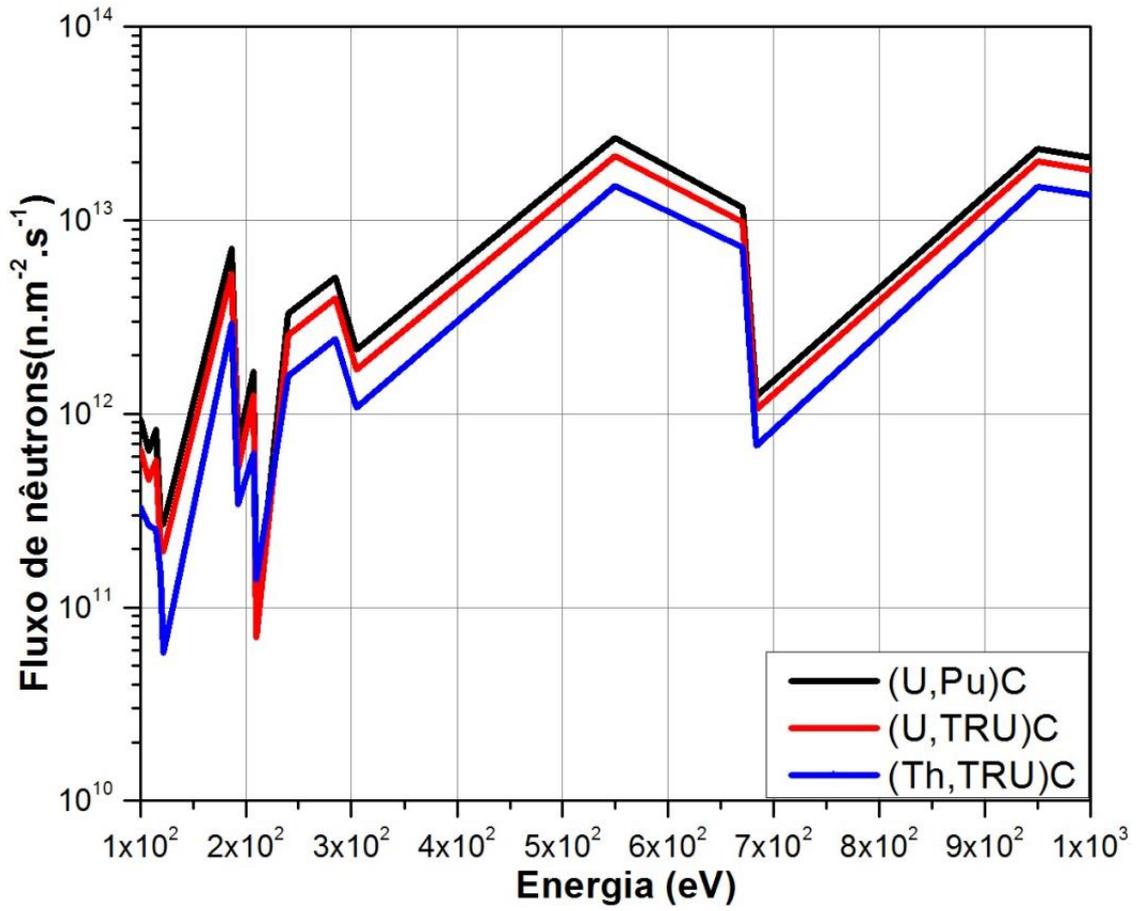


Figura 5.13 Espectro de nêutrons para os três combustíveis entre as faixas térmica e rápida.

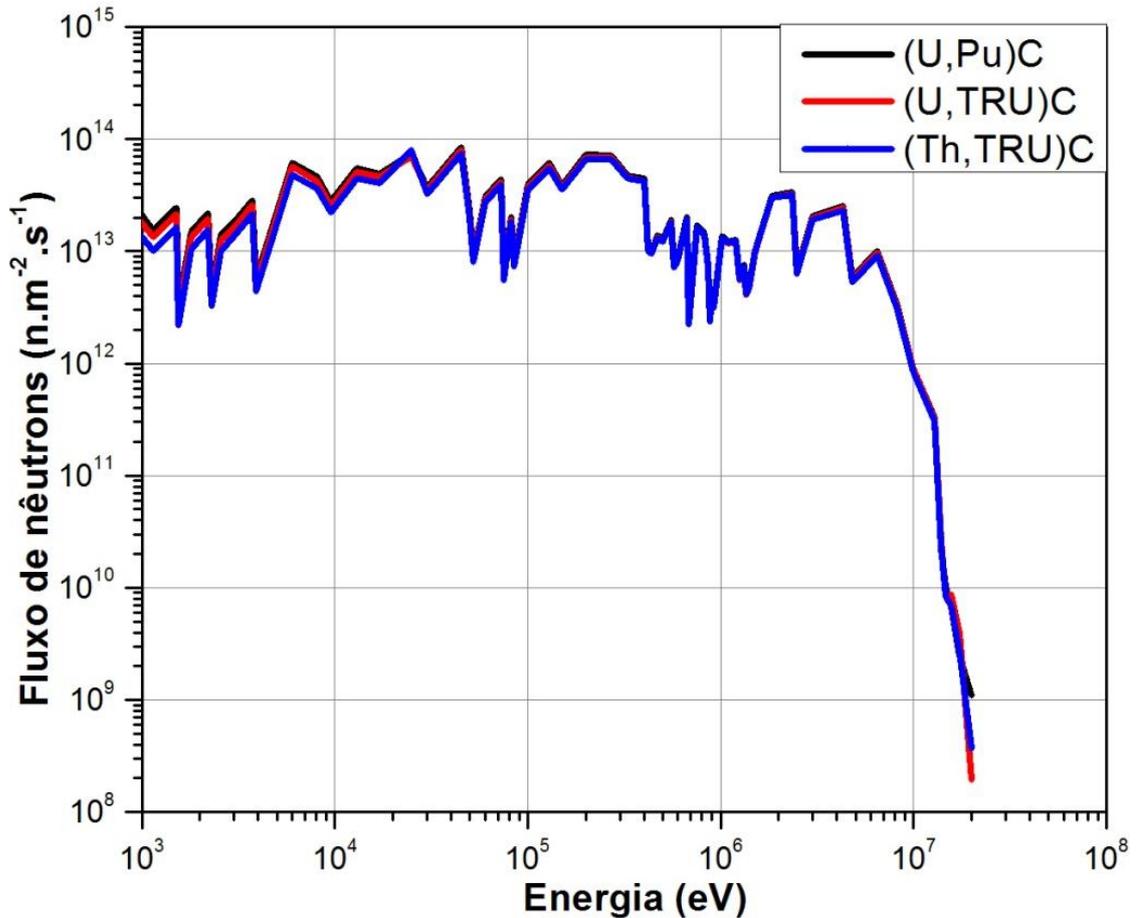


Figura 5.14 Espectro de nêutrons para os três combustíveis em altas energias.

Apesar da modificação na composição do combustível, seu comportamento na queima permanece adequado e absolutamente coerente com o que se espera para um reator rápido. Mais uma vez, confirma-se que a inserção de TRU e tório no combustível não altera de forma negativa mais este parâmetro, o fluxo neutrônico.

A figura que se segue, mostra a evolução dos transurânicos cúrio, amerício e netúnio para 300 dias de queima. O objetivo é mostrar a evolução destes três isótopos em conjunto e a diferença apresentada por eles nos combustíveis em que aparecem na concentração inicial e no (U, Pu)C, onde sua concentração inicial é zero.

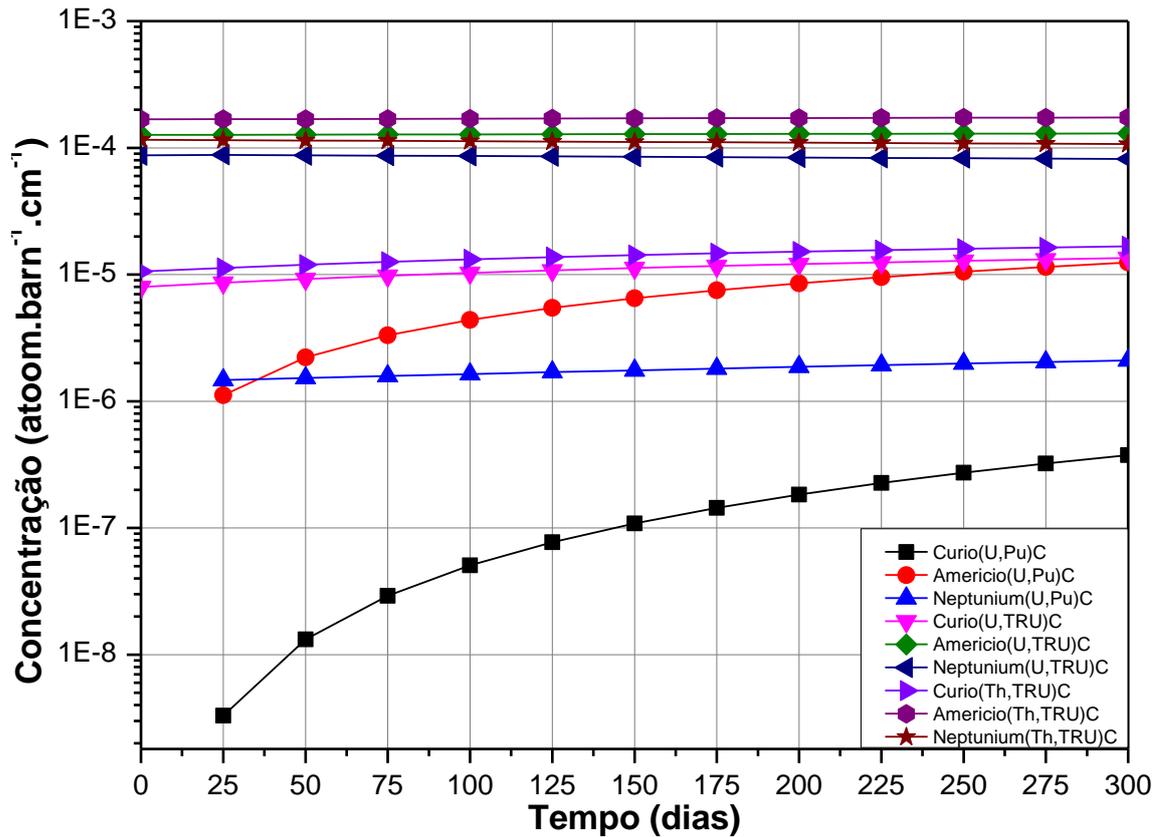


Figura 5.15 Concentração de transurânicos durante a queima.

No (U, Pu)C, os três actinídeos, cúrio, netúnio e amerício apresentam, ao final de 300 dias, uma ascendência, o que indica que a quantidade de nuclídeos aí criada é um pouco superior àquela que é consumida e/ou atua como absorvedores. Para os outros combustíveis, cuja composição inicial já os apresentava, o cúrio também apresenta um ligeiro aumento. O amerício e o netúnio permanecem praticamente constantes.

Seja para a criação de nuclídeos, fluxo de nêutrons ou probabilidade de fissão, os três combustíveis avaliados nesta dissertação, apresentam características absolutamente compatíveis e esperadas para um reator rápido, de modo que a inserção de TRU no combustível, seja ele diluído em urânio empobrecido ou tório natural, não produz alteração que possa ser considerada indesejada, com a avaliação neutrônica proposta aqui e para este modelo de reator.

Uma vez validado o modelo no capítulo 4 e proposta a inserção de novos combustíveis neste capítulo, o próximo passo será considerar o núcleo GFR com algumas modificações em relação ao original [15, 16], o que será feito no próximo e último capítulo.

CAPÍTULO 6: APLICAÇÃO DA PROPOSTA AO NÚCLEO GFR

Neste capítulo, será modelado o núcleo GFR com duas novas condições: temperaturas diferenciadas para os componentes e uma queima mais estendida. Será então avaliada a evolução do fator de multiplicação de nêutrons para uma queima em 1400 dias, período sugerido nas referências 15 e 16, quando foi feita a avaliação do núcleo. As condições para esta queima, incluindo a densidade de potência, são as mesmas para o elemento combustível e foram mencionadas na tabela 2.5. O objetivo é confirmar se os três combustíveis continuam a comportar-se de maneira adequada, assim como no elemento combustível. Além disso, também será feita uma avaliação do *Coefficiente de Temperatura* (α_T) e o capítulo se encerra analisando a resposta do núcleo quando submetido à absorvedores, neste caso, o B_4C . Vale ressaltar que os testes feitos aqui não foram feitos nas referências, portanto as avaliações propostas serão feitas tendo em vista o comportamento esperado para um reator desta natureza.

6.1 Cálculo de Criticalidade

O núcleo apresenta a condição de contorno de reflexão total nas oito faces do hexaprisma e foi modelado de forma heterogênea, repetindo a característica já utilizada com o elemento combustível. A imagem representada na figura 6.1 é obtida pelo “*GeeWiz*”, um módulo do SCALE que representa geometricamente as unidades dentro dos programas nele rodados. Nela, o elemento vazio (em branco) é apenas uma necessidade operacional do programa. O núcleo (em verde) possui as condições de contorno já mencionadas. Em marrom, tem-se os sete elementos de controle que inicialmente estão preenchidos com hélio, assim como nas referências. Detalhes do *input* são mostrados no apêndice.

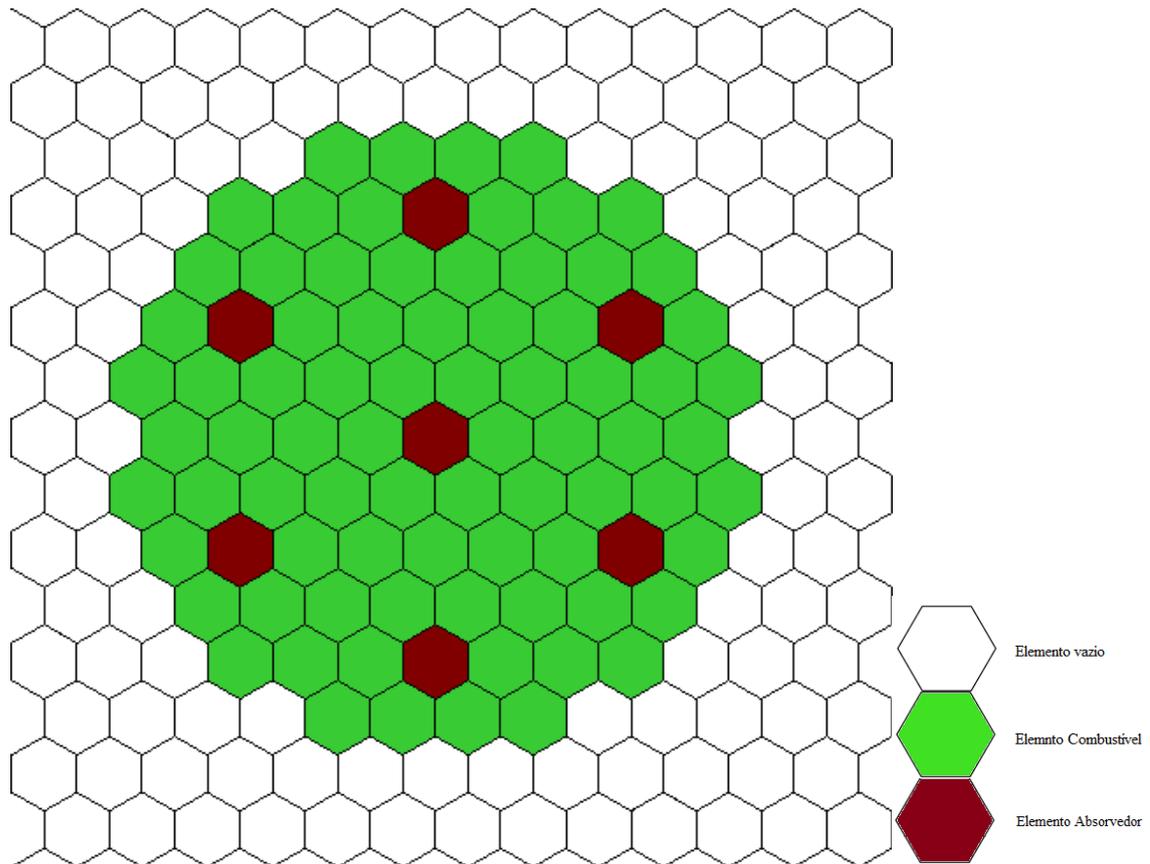


Figura 6.1 Configuração do núcleo GFR simplificado.

Assim como foi feito para o elemento combustível, será também feito aqui a avaliação do comportamento de k_{inf} com a biblioteca V7-238 para as seis temperaturas propostas. Os resultados mostrados na figura 6.2 apresentam a concordância esperada com os resultados prévios obtidos para o elemento combustível.

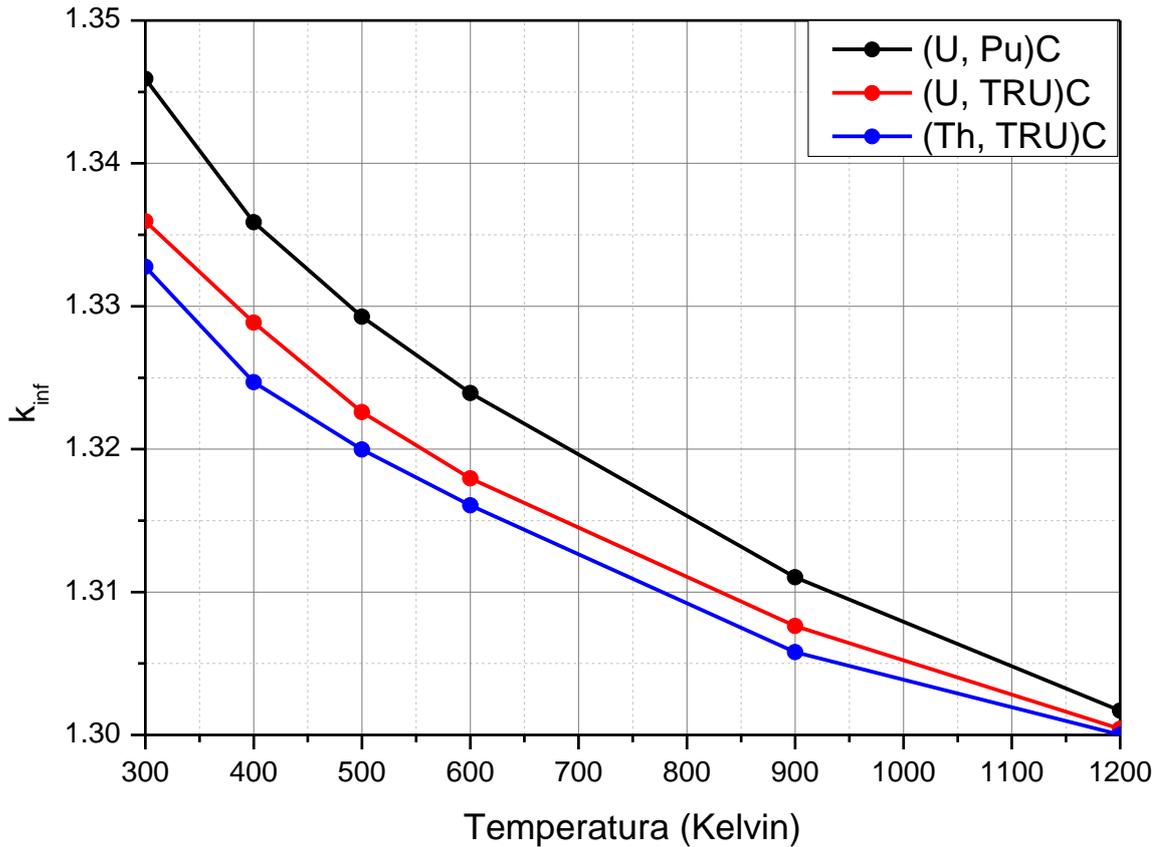


Figura 6.2 Evolução de k_{inf} para os três combustíveis pela biblioteca V7-238.

Então, os novos combustíveis avaliados com a biblioteca V7-238, desta vez com o núcleo heterogêneo e com reflexão total, produziram resultados compatíveis e esperados em relação aqueles anteriormente observados para o elemento combustível.

As temperaturas de operação dos componentes do núcleo serão agora modificadas baseando-se nos trabalhos de *W. F. G. van Rooijen* [28], *Anthony M. Judd* [12] e *Peter Yarsky* [13]. Foi verificado que a diferença nas temperaturas dos componentes do núcleo não produz efeitos consideráveis nos valores e principalmente no comportamento do fator de multiplicação de nêutrons ao longo da queima, nem tampouco na evolução das concentrações do combustível. Apesar de a diferença ser mínima, é mais conveniente usar temperaturas diferentes para cada componente, uma vez que em um núcleo real, eles nunca estariam à mesma temperatura. A tabela 6.1 mostra estes novos valores.

Tabela 6.1 Novas temperaturas para os componentes do núcleo.

Componentes	Temperatura (Kelvin)
Combustível	969
Revestimento do combustível	778
Revestimento das barras de controle	645
Refrigerante do “gap”	969
Refrigerante das barras de controle	645
Refrigerante do elemento combustível	645

Agora, de posse das novas temperaturas, será feito o cálculo de criticalidade. Os resultados estão dispostos na tabela 6.2. O resultado do cálculo para todos os componentes a 1200 Kelvin também foi feito para que se possa ter uma ideia da modificação atribuída às novas temperaturas.

Tabela 6.2 Comparação de k_{inf} em duas condições de temperatura.

Condição	Núcleo GFR com Reflexão Total		
	(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
Todos os componentes a 1200 K	1.30170	1.30043	1.30014
Novas temperaturas (Tabela 6.1)	1.30831	1.30609	1.30457

As novas temperaturas produziram modificação insignificantes nos valores de k_{inf} . Deste modo, com a diminuição da temperatura, espera-se um aumento nos valores de k_{inf} , como pode ser observado pela tabela 6.2.

6.2 Cálculo de Queima

Uma das qualidades mais importantes atribuídas a um reator rápido é a possibilidade de um ciclo estendido de queima. De acordo com a Eletronuclear [59], para um reator convencional

como o PWR de ANGRA-2, que funciona em um espectro de energia menor, o combustível é trocado e/ou remanejado em média a cada 13 meses. Para um reator rápido, no entanto, pensando-se apenas na neutrônica, ou seja, sem que haja uma avaliação detalhada da resistência dos materiais estruturais, o tempo de atividade ininterrupta pode alcançar mais de cinco anos [1, 2, 3]. O que sustenta o reator supercrítico durante tanto tempo é a manutenção de uma boa taxa de multiplicação de nêutrons proporcionada pela maior taxa de criação de núclídeos em relação a um reator convencional. Desta forma, fica viável um alto fator de disponibilidade, ou seja, o reator pode operar por muito mais tempo sem a necessidade de trocar seu combustível, mas apenas remanejando-o e ainda com a possibilidade de fazer estas operações sem necessariamente desligá-lo [1, 3].

Os 1400 dias de queima serão divididos em doze etapas nas mesmas condições já conhecidas. A tabela 6.3 mostra os valores de k_0 que corresponde ao início da queima (BOC) e k_{12} representando o final dela (EOC).

Tabela 6.3 k_{inf} inicial e final para os três combustíveis a 969 Kelvin e em 1400 dias de queima a

k_{inf}	COMBUSTÍVEL / k_{inf}		
	(U, PU)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
k_0	1.30822	1.30591	1.30444
k_{12}	1.17092	1.18147	1.22099

Na sequência, a figura 6.3 mostra a evolução do k_{inf} a cada etapa de queima. Após pouco mais de 200 dias, a curva para os combustíveis (U, Pu)C e (U, TRU)C apresentam menor variação dos valores de k_{inf} durante a queima. Este fato pode ser explicado pela criação de mais núclídeos absorvedores em relação àqueles que sofrerão fissão. Por outro lado, após pouco mais de 300 dias de queima, o combustível diluído em tório sofre uma diminuição proporcional, evidenciando os efeitos da criação do ^{233}U .

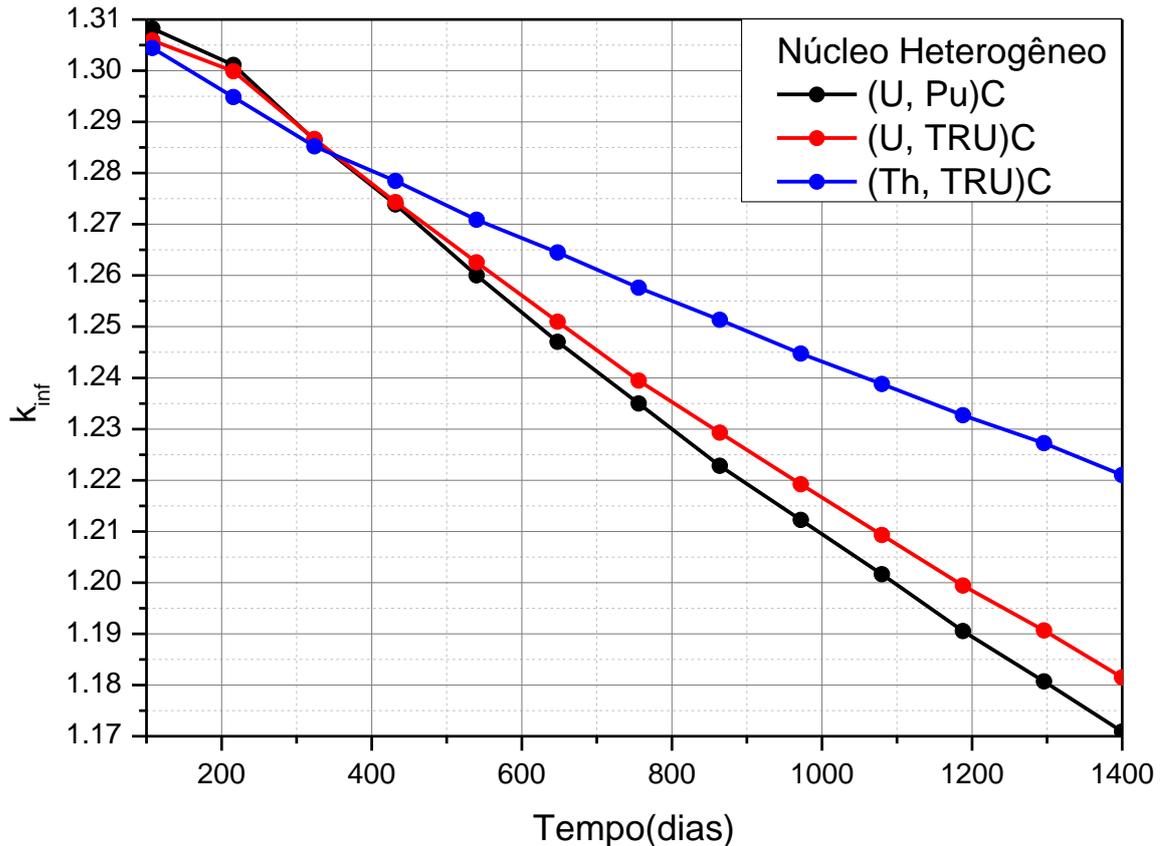


Figura 6.3 Comparação de k_{inf} para os três combustíveis em 1400 dias de queima.

De uma forma geral, o gráfico é apenas uma sequência daquele feito para o elemento combustível em 300 dias de queima. É impossível, no entanto, deixar de averiguar quão marcante é o comportamento do combustível diluído em tório. Observar este comportamento, que, mesmo sendo conhecido e esperado, ainda assim é causa de agradável surpresa.

6.2.1 Coeficiente de Reatividade de Temperatura

Para manter um núcleo supercrítico por 3,8 anos é necessário supor que o material estrutural não sofrerá danos. A manutenção da supercriticalidade por tanto tempo, no entanto, não depende apenas de como se comporta o material estrutural. Existe um critério neutrônico, que determina se é ou não seguro manter um determinado núcleo em condição de supercriticalidade por muito tempo. O coeficiente de reatividade de temperatura tratado no capítulo 3 será avaliado nesta seção. Segundo *Duderstadt e Hamilton* [58] e também de acordo com *Antony M. Judd* [12], para este tipo de reator, os efeitos deste índice para o revestimento e refrigerante são muito pequenos comparado ao seu efeito no combustível. Deste modo, será feito apenas o cálculo para o combustível. Para o cálculo do coeficiente de

temperatura então, a queima estendida em 1400 dias foi feita de modo a fornecer um gradiente de temperatura de 100 Kelvin para o combustível e o refrigerante do “gap”. Deste modo, o cálculo de queima será feito a uma temperatura de 869 Kelvin, assim como o hélio do “gap”. O restante dos materiais do núcleo não sofre alteração. A variação de temperatura de 100 K foi escolhida a fim de se ter o núcleo ainda submetido a temperaturas absolutamente plausíveis para a operação deste tipo de reator. Outras variações foram testadas e os resultados foram absolutamente similares. Realizadas as duas queimas, os dados para k_{inf} nas duas temperaturas foram usados para fazer o cálculo do coeficiente de temperatura utilizando a equação 3.9. Os dados obtidos foram usados para gerar o gráfico da figura 6.4, que mostra como evoluiu o coeficiente de temperatura do combustível para cada uma das três composições avaliadas.

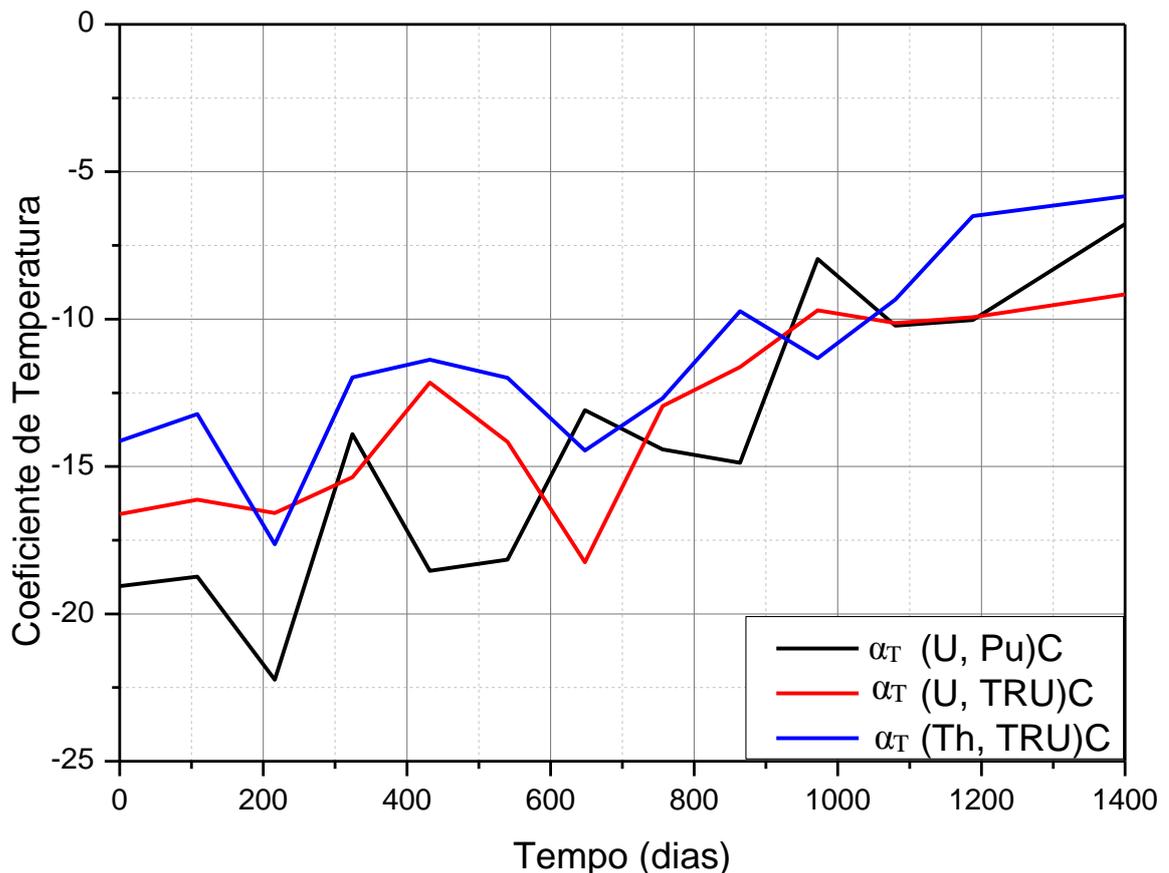


Figura 6.4 Evolução do coeficiente de temperatura dos combustíveis.

O gráfico então informa que em 1400 dias de queima, o coeficiente de temperatura permanece negativo. Além disso, as curvas seguem praticamente juntas, e suas variações são aproximadamente iguais ao longo do período. Deste modo, conclui-se que os combustíveis testados, tanto o mais tradicionalmente utilizado, o (U, Pu)C, quanto aquele menos utilizado e

mesmo o novo combustível proposto, o (Th, TRU)C, apresentaram comportamento esperado resultados absolutamente adequados para este modelo de reator nuclear.

6.2.2 Criticalidade com o Absorvedor B₄C

O núcleo modelado nas referências, não traz nenhuma menção ao possível uso de um absorvedor. Os autores afirmam que os sete elementos destinados a eles é preenchido por hélio. Realizando uma pesquisa bibliográfica, verificou-se que o carbeto de boro (B₄C) é utilizado como absorvedor, tanto em reatores térmicos quanto em reatores rápidos [12, 17, 19, 22]. Agora, a ideia é preencher os sete elementos absorvedores com o carbeto de boro, a fim de verificar o comportamento do núcleo na presença deste absorvedor. A tabela 6.2 apresenta os valores de k_{inf} para cada combustível com os absorvedores totalmente inseridos. Neste caso, o cálculo foi feito preenchendo o espaço anteriormente destinado ao hélio com as dimensões das varetas e substituindo a composição do combustível por B₄C. Constatou-se que apenas para o combustível (U, Pu)C, original, é que o sistema ficava subcrítico, como mostra a tabela abaixo.

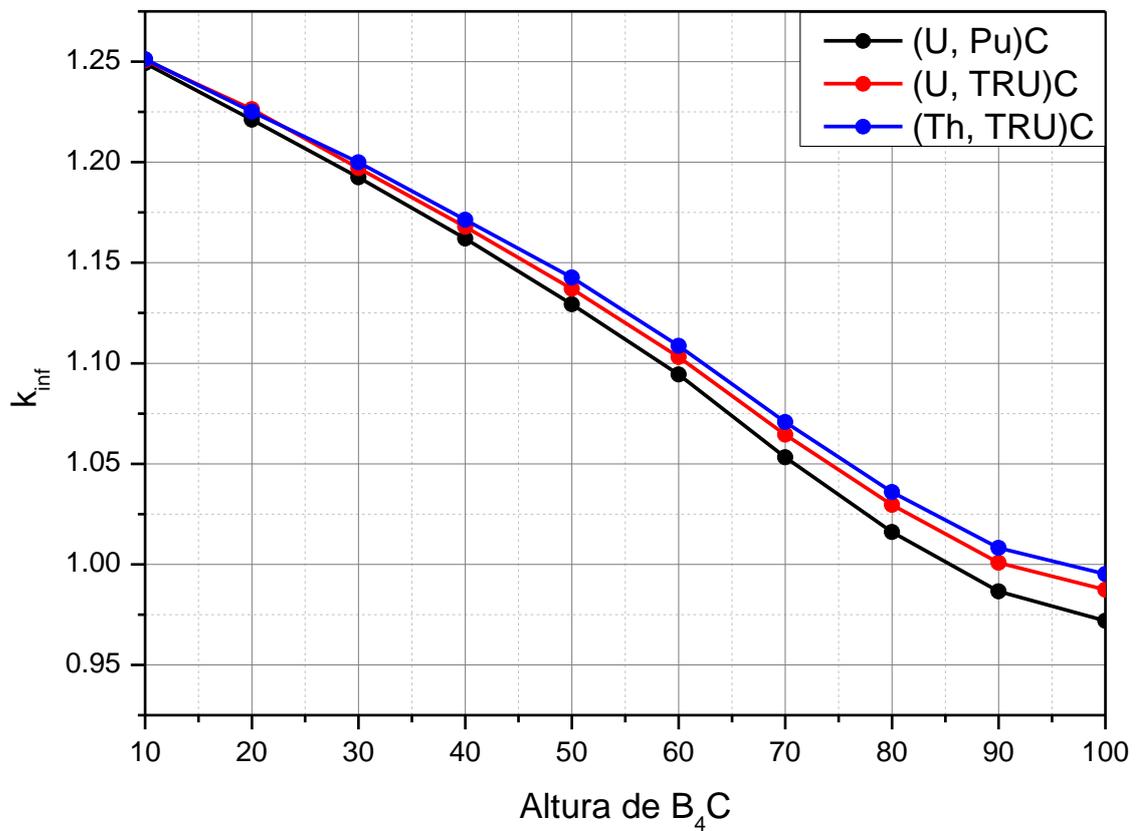
Tabela 6.4 k_{inf} para os três combustíveis com 100 cm de absorvedor.

COMBUSTÍVEL / k_{inf}		
(U, PU)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
0.98945	1.00441	1.01254

Então, para os dois novos combustíveis testados, o reator continua supercrítico. A massa de absorvedor nesta situação era de pouco mais de 272 kg. A solução dada foi o acréscimo no raio da vareta. Após alguns testes, foi constatado que este acréscimo deveria ser de 1,0 mm e assim foi feito. Isto aumentou a massa do absorvedor para 415 kg. A tabela 6.5 e figura 6.5 apresentam os resultados, de acordo com a inserção do absorvedor para os três combustíveis analisados.

Tabela 6.5 k_{inf} para os três combustíveis com dez variações da altura do absorvedor.

Absorvedor B_4C	k_{inf} por composição do combustível		
	(U, Pu)C	(U, TRU)C	(Th, TRU)C
Altura (cm)			
10	1.24919	1.25077	1.25120
20	1.22108	1.22636	1.22513
30	1.19245	1.19706	1.19992
40	1.16207	1.16788	1.17133
50	1.12937	1.13706	1.14264
60	1.09439	1.10308	1.10863
70	1.05325	1.06446	1.07076
80	1.01606	1.02962	1.03598
90	0.98659	1.00078	1.00820
100	0.97190	0.98733	0.99517

**Figura 6.5** Comportamento de k_{inf} para os três combustíveis com dez variações da altura do absorvedor.

O teste indica então, que para os combustíveis com TRU, o núcleo estaria subcrítico somente se as barras fossem inseridas na sua totalidade, enquanto que para o (U, Pu)C ele já seria desligado com cerca de 90% desta inserção.

CONCLUSÃO

Nesta dissertação, a proposta de utilização de TRU e tório em um modelo GFR, substituindo um combustível tradicional, foi inicialmente pensada para um elemento combustível heterogêneo. A utilização de diferentes bibliotecas produziram resultados de criticalidade e queima altamente compatíveis entre si e também entre os resultados fornecidos com outras bibliotecas pelas referências. Desta forma, a biblioteca escolhida para as simulações foi a V7-238, uma vez que ela produziu desvios padrão bastante satisfatórios. O estudo do elemento combustível mostrou que não há diferenças significativas a serem mencionadas que coloque dúvida quanto à avaliação neutrônica proposta.

Para os novos combustíveis testados, destaca-se o comportamento do (Th, TRU)C, que apresentou uma diferença na evolução de k_{inf} que pode ser justificada pela criação de U^{233} entre 50 e 150 dias de queima. A criação de núclídeos, a evolução do combustível, o fluxo neutrônico e a probabilidade de fissão foram aspectos avaliados que apresentaram total concordância teórica.

O núcleo heterogêneo proposto no capítulo 6 acrescentou ao estudo novas temperaturas de operação, uma queima mais estendida e os testes com coeficiente de temperatura e com o absorvedor B_4C . A modificação nas temperaturas dos componentes do núcleo não alteraram significativamente o comportamento e evolução de k_{inf} , assim como os testes realizados apresentaram o comportamento esperado, mantendo todos os valores de $k_{inf} < 0$ e desligando o reator com a inserção total das barras de controle.

Em suma, os resultados apresentados foram os seguintes:

1. A inserção dos actínídeos, cúrio, amerício e netúnio diluídos em urânio empobrecido não altera de forma significativa o valor e nem a forma como k_{inf} comporta-se ao longo da queima. O mesmo pode ser dito ao se avaliar a evolução das concentrações dos núclídeos que foram acompanhados.
2. O urânio empobrecido pode ser substituído por tório natural, sem alteração significativa no valor inicial do fator de multiplicação de neutros.

3. O valor final de k_{inf} ao longo de 300 dias de queima é cerca de 4 % maior para o (Th, TRU)C.
4. O combustível diluído em tório apresentou uma diferença que mereceu destaque por mostrar-se mais eficiente, ao se avaliar apenas a manutenção de uma queima mais estendida.
5. As avaliações da criação de nuclídeos, fluxo de nêutrons e probabilidade de fissão, revelaram no novo sistema um comportamento característico e esperado para um reator rápido.
6. As avaliações dos coeficientes de temperatura, bem como do absorvedor B₄C, mostraram que o núcleo atende ao comportamento desejado.

Este então, é mais um trabalho que aponta para a relevância de se investigar a real possibilidade da inserção de transurânicos no combustível nuclear, também em concepções de reatores de 4^a geração. Assim, as necessidades apontadas pela GEN-IV, principalmente as que se referem ao reprocessamento e à não proliferação, poderão ser atendidas. Esta dissertação pretende agregar informações relevantes sobre a neutrônica em reatores rápidos, contribuindo para a aquisição de informações úteis que um dia poderão levar à construção do primeiro reator de nêutrons rápidos refrigerado a hélio no mundo e, quiçá no Brasil.

TRABALHOS PUBLICADOS E/OU APRESENTADOS EM CONGRESSO

1. NEUTRONIC PERFORMANCE OF (U, Pu)C FUEL IN A LATTICE OF GFR USING SCALE 6.0 – **MRS Proceedings, v. 1814, p. 1-6, 2016 - DOI: 10.1557/opl.2016.32**
2. NEUTRONIC ANALYSIS OF REPROCESSED FUEL IN A GAS-COOLED FAST REACTOR. – **Trabalho apresentado no ICAPP – 2016 em Orlando, EUA.**

TRABALHOS SUGERIDOS

1. Abastecer o núcleo GFR aqui proposto com composições diferentes de combustível, organizando os elementos a fim de se encontrar a melhor curva de distribuição de potência.
2. Inserir os combustíveis metálicos avaliados aqui, no modelo de GFR proposto pela ALLEGRO para o combustível “*pin tipe fuel*”, a fim de comparar os resultados com aqueles já divulgados com o combustível do tipo “*plate tipe fuel*”.
3. Fazer os mesmos estudos descritos nos itens 1 e 2 para combustíveis metálicos do tipo UC e UN. Além da comparação dos resultados, este estudo é interessante, uma vez que ele pode apontar para diferenças econômicas envolvendo o reprocessamento e o enriquecimento, determinando qual combustível seria mais viável deste ponto de vista.
4. Propor um núcleo GFR de testes baseando-se na experiência adquirida com o modelo aqui proposto e no modelo ALLEGRO já divulgado (minha tese de doutorado).


```

                                Am-241 Am-242m Cm-244 Np-237 Xe-135
                                end
end opus
'-----
10. read burndata
power=42 burn 300 down=0 nlib=12 end
end burndata
'-----
11. read model
read parameters
flx=yes gen=530 npg=4000 nsk=30
end parameters
'-----
12. read geometry
unit 1
cylinder 10      0.4256      50 -50
cylinder 20      0.4285      50 -50
cylinder 30      0.4785      50 -50
hexprism 40      0.6444      50 -50
media 1 1 10      vol=56.91
media 4 1 20 -10   vol=0.77
media 2 1 30 -20 -10 vol=14.25
media 5 1 40 -30 -20 -10 vol=0.16
boundary 40
'-----
unit 2
'Elemento de controle preenchido com hélio.
\
cylinder 11 0.4285      50 -50
cylinder 12 0.4785      50 -50
hexprism 50 0.6444      50 -50
media 6 1 11      vol=57.68
media 3 1 12 -11   vol=14.25
media 5 1 50 -12 -11 vol=0.16
boundary 50
'-----
13. unit 3
'Elemento hexagonal combustivel
\
hexprism 100 11.16      50 -50
array 1 100 place 13 13 1      3*0
boundary 100
'-----
unit 4
'Elemento hexagonal barras de controle
\
hexprism 200 11.16      50 -50
array 2 200 place 13 13 1      3*0
boundary 200
'-----
unit 5
'Elemento hexagonal vazio
\
hexprism 300 11.16      50 -50
media 0 1 300
boundary 300
'-----
14. global unit 10
\
rhexprism 1000 113.76      50 -50
array 4 1000 place 17 17 1      3*0

```


INPUT COMENTADO

1. O símbolo (‘) é usado antes de um comentário. O SCALE salta este símbolo e passa à linha seguinte. O símbolo pode ser usado simplesmente para se ter uma linha em branco.
2. “=t6-depl” refere-se ao módulo TRITON, usado para queima e o parâmetro “parm=(addnux=3)” para que seja seguido um bom número de isótopos. Caso não se queira fazer a queima, mas somente o cálculo de criticalidade no estado estacionário esta linha deve ser substituída apenas por “=csas6”, que é o argumento para este caso mais simples.
3. Este é o nome do programa. É a única linha que não é código e pode ser usada sem o símbolo de comentário, esta linha não pode ter mais de 81 caracteres.
4. Chamada da biblioteca de dados das seções de choque a ser utilizada. O SCALE possui quatro bibliotecas.
5. Lê as composições do núcleo que serão declaradas. Na sequência do símbolo vem a identificação da composição, depois o “zero”, que é uma obrigatoriedade do programa por questão de compatibilidade com versões diferentes. Na sequência vem a concentração dada na unidade átomos/barn.cm. Por fim, a temperatura em Kelvin.
6. Mesmo sendo a mesma composição, o SCALE requer identificações diferentes, uma vez que cada uma delas será usada distintamente.
7. Módulo para apresentar a célula combustível com suas características geométricas. O “pitch” é 2 x o apótema da célula hexagonal.
8. Os módulos “depletion”, “opus” e “burnadata” devem ser omitidos caso não se queira fazer a queima. Se for este o caso, os termos “read model” e “end model” também precisam ser eliminados. O nº 1, depois de “read depletion” quer dizer que o material 1 sofrerá a queima. Caso o combustível utilizado tenha mais de um enriquecimento, basta dar espaço e escrever os números correspondentes de cada material que será queimado.
9. Módulo que descreve quais isótopos serão seguidos na queima. Além das solicitações do usuário, o SCALE coloca outros por sua conta.
10. Parâmetros para a queima. “nlib=12” significa que os 300 dias de queima serão divididos em 12 etapas. É possível fazer divisões diferentes, por exemplo, poderia ser:

```
“power=42 burn 50 down=0 nlib=10” end” e depois,  
“power=42 burn 250 down=0 nlib=1” end”
```

Dessa forma, os primeiros 50 dias ficam divididos em 10 vezes, enquanto o restante em uma única vez. Assim dá pra se ter uma maior noção do que ocorre com a reatividade nos primeiros dias de queima, que são mais turbulentos.

11. Parâmetros de input. São usados 500 nêutrons por geração(npg), mas como são puladas as 30 etapas iniciais, então temos de descontar, caso contrário serão usadas apenas 470 gerações. O código “flx=yes”, significa que o fluxo de nêutrons através do núcleo está sendo solicitado.

12. Apresentação da geometria das unidades que formam o núcleo. A unidade 1 é composta pela vareta combustível com suas partições e pelo hexaprisma “imaginário” que é a célula hexagonal que envolve a vareta. O termo “media” refere-se ao material que será colocado dentro de cada sub-unidade da célula. As medidas “50 -50” significam que o cilindro será varrido do centro para as bordas. Combustível (U,Pu)C, He refrigerante e SiC para revestimento. O volume é uma necessidade apenas quando se deseja queimar. Os termos “media 1 1 10” e “media 4 1 20 -10” devem ser interpretados respectivamente como “material 1 dentro do cilindro 10” e “material 4 dentro do espaço que sobra ao se subtrair o cilindro 20 do cilindro 10” e assim sucessivamente.

13. O “array” é uma representação matricial para que o programa possa ler. O valor “3*0” significa posição (0,0,0) enquanto “place 13 13 1” significa o lugar geométrico do array, nesse caso, escolhido como o seu centro por conveniência.

14. A unidade global refere-se ao núcleo inteiro que cerca os elementos.

15. Estes são os dados da matriz, suas dimensões. A dimensão pode ser bem maior do que o necessário, só não pode ser menor. O programa “corta” cada unidade de acordo com as medidas que foram fornecidas. Os comandos “fill” e “end fill” respectivamente inicia e termina a leitura do array.

15. Este módulo indica que todas as superfícies do núcleo sofrerão reflexão total.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ANNUAL REPORT – **GEN-IV International Forum**
2. THOMAS B. COCHAN, HAROLD A. FEIVESON, WALT PATTERSON, GENNADI PSHAKIN, M.V. RAMANA, MYCLE SSHNEIDER, TATSUJIRO SUSUKI, FRANK VON HIPPEL. **Fast Breeder Reactor Programs: History and Status**
3. MICHEL BEAUVY, GEORGES BERTHOUD, MIREILLE DEFRANCESKY, GÉRARD DUCROS, YANNICK GÉRIN, YVES LIMOGE, CHARLES MADIC, GÉRARD SANTARINI, JEAN-MARIE SEILER, PIERRE SOLLOGOUB, ÉTIENNE VERNAZ. **Fast Breeder Reactor Programs: History and Status**. Commissariat à l'énergie atomique
4. TREVOR Q. FOLEY, TRAVIS W. KNIGHT. **Fuel cycle analysis of GFR using advanced fuels**. University of South Carolina, Department of Mechanical Engineering, Nuclear Engineering Program.
5. M.K. MEYER, R. FIELDING, J. GAN - **Fuel Development for Gas-Cooled Fast Reactors** - Idaho National Laboratory. June 6-8, 2006, Reno Nevada INL/JOU-06-11592 Submitted for INL approval 26-Jul-06
6. G. BART, F.B. BOTTA, C.W. HOTH, G. LEDERGERBER, R.E. MASON, R.W. STRATTON - **AC-3-irradiation test of sphere-pac and pellet (U, Pu)C fuel in the US Fast Flux Test Facility** – Journal of Nuclear Materials 376 (2008) 47–59
7. IAEA-TECDOC-1626 - **Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel**
8. MANUEL SAEZ, JEAN CHARLES ROBIN, BERNARD RIOU, ALEXANDRE VILLEDIEU, DOMINIQUE DEPREST, GÉRARD PRELE - **Status of ASTRID nuclear island pre-conceptual design** - IAEA-CN-199 Paris, France, 4-7 March 2013 Paper CN-199-127
9. J. H. KITTEL, B.R.T. FROST, J.P. MUSTELIER, K.Q. BAGLEY, G.C. CRITTENDEN and J. VAN DIEVOET - **History of fast reactor fuel development** - Journal of Nuclear Materials 204 (1993) 1-13
10. MASAKI INOUE - **Thermal conductivity of uranium-plutonium oxide fuel for fast reactors** - Journal of Nuclear Materials 282 (2000) 186-195
11. AZEVEDO - **Engineering Failure Analysis Selection of fuel cladding material for nuclear fission reactors**. Engineering Failure Analysis 18(2011) 1943–1962 - C.R.F., Universidade de São Paulo, Dep. Engenharia Metalúrgica e de Materiais, Escola Politécnica, Brazil.
12. ANTHONY M. JUDD - **An Introduction to The Engineering of Nuclear reactors** – Cambridge University Press – First edition 2014
13. YASKY, PETER - **Core design and reactor physics of a breed and burn gas-cooled fast reactor** - Massachusetts Institute of Technology. Dept. of Nuclear Engineering.
14. R. REYES-RAMÍREZ, C. MARTÍN-DEL-CAMPO, J. FRANÇOIS, E. BRUN, E. DUMONTEIL, F. MALVAGI. **Comparison of MCNPX-C90 and TRIPOLI-4-D for fuel depletion calculations of a Gas-cooled Fast Reactor**. Annals of Nuclear Energy **37**, 1101-1106, (2010).
15. C. MARTÍN-DEL-CAMPO, R. REYES-RAMÍREZ, J. FRANÇOIS, A. G. REINKING-CEJUDO. **Contributions to the neutronic analysis of a gas-cooled fast reactor**. Annals of Nuclear Energy **38**, 1406-141,(2011).

16. C. MARTÍN-DEL-CAMPO, R. REYES-RAMÍREZ, J. FRANÇOIS. **Validation of simplified methods for fuel depletion calculations in gas-cooled fast reactors.** *Annals of Nuclear Energy* **60**, 218-225, (2013)
17. LENKA DUJCÍKOVÁ, JÁN HASCIK, VIADIMÍR SLUGEN – **Sensitivity Studies of ALLEGRO GFR Demonstrator** - Institute of Nuclear and Physical Engineering, Slovak University of Technology in Bratislava, Ilkovičova 3, 812 19, Bratislava, Slovakia, EU.
18. P. ANZIEU, R. STAINBY and K. MIKITYUK - **Gas-Cooled Fast Reactor (GFR): Overview and Perspectives** – Gen-IV International Forum, GIF symposium, Paris, France 9-10 September 2009
19. PETER LÍSKA, GÉRARD COGNET - **The ALLEGRO project – European project of fast breeder reactor** - 1st International Nuclear Energy Congress, Warsaw, May 23-24, 2011
20. COTA S., PEREIRA C. **Neutronic Evaluation of the Non-Proliferating Reprocessed Nuclear Fuels in Pressurized Water Reactors.** *Annual Nuclear Energy*, v.24, p. 829–834, 1996
21. ARGONNE NATIONAL LABORATORY. **Lab-Scale Demonstration of the UREX+ Process.** WM'04 Conference, February 29 – March 4, Tucson, AZ. USA (2004).
22. IAEA - **Symposium on International Safeguards** - Vienna, Austria 16–20 October 2006
23. JESSICA SHAWN FEENER – **Safeguards for the Uranium Extraction (UREX) +1A Process** – Thesis, Texas A&M University
24. MARK D. HART, HONGBIN ZHANG, ERIC SHABER - **A Study of Fast Reactor Fuel Transmutation in a Candidate Dispersion Fuel Design** - 11th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation INL– november 2010
25. IAEA, VIENNA, 1996. **Conceptual designs of advanced fast reactors** Proceedings of a Technical Committee meeting held in Kalpakkam, India, 3-6 October 1995 -
26. JAMIL ALVES DO NASCIMENTO. **Avaliação Neutrônica de Reator Carregado com Combustível Metálico e Refrigerado por Chumbo**, Tese apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Doutor em Ciências na Área de Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear da USP
27. ALAN WALTER, DONALD TODD, PAVEL TSVETKOV. **Fast Spectrum Reactors.**– Editora Springer, NY – USA.
28. W.F.G. van Roijen. **Improving Fuel Cycle and Safety of a Gas-cooled Fast Reactor.** IOS Press NieuweHemweg-Amsterdam – Netherlands
29. INL - **Gen IV Nuclear Energy Systems Gas-Cooled Fast Reactor (GFR) FY-04 Annual Report** - September 2004
30. ALISSA SARAH STAFFORD – **Spent Nuclear Fuel Self-Induced XFR to Produced Pu to U Content**, Thesis Texas A&M University
31. L. KOCH - **Minor Actinide Transmutation – A Waste Management Option**, *Journal of the Less-Common Metals*, 122 (1986) 371 – 382
32. YOUPENG ZHANG - **Transmutation of Am in sodium fast reactors and accelerator driven systems** - Doctoral Thesis, Stockholm, Sweden, 2012
33. ORNL **The Gas Fast Reactor (GFR) Survey of Materials Experience and R&D Needs to Assess Viability** –, Abril de 2004.
34. M.K. MEYER, R. FIELDING, J. GAN. **Fuel Development for Gas-Cooled Fast Reactors** — INL, June 2006

35. LARS HALLSTADIUS, STEVEN JOHNSON. **Progress in Nuclear Energy Cladding for High Performance Fuel.** – 57(2012) 71 a 76., Ed Lahoda
36. G. BART, F.B. BOTTA, C.W. HOTH, G. LEDERGERBER, R.E. MASON, R.W. Stratton - **AC-3-irradiation test of sphere-pac and pellet (U,Pu)C fuel in the US Fast Flux Test Facility** - Journal of Nuclear Materials 376 (2008) 47–59
37. TREVOR Q. FOLEY, TRAVIS, W. KNIGHT, **Fuel cycle analysis of GFR using advanced fuels** - Progress in Nuclear Energy 51 (2009) 109 e123
38. J. LULEY, B. VRBAN, S. CERBA, J. HASCIK, V. NECAS, and S. PELLONI - **Sensitivity and Uncertainty Analysis of the GFR MOX Fuel Subassembly** – 2014. Available online at www.sciencedirect.com (Acessado em Janeiro de 2016)
39. MONTEIRO, F. B. A.; PEREIRA, C.; SOUSA, R.V.; FARIA, R. - **Avaliação da Inserção de Combustíveis Reprocessados Diluídos em Tório em Reatores do Tipo PWR** - Departamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia Universidade Federal de Minas Gerais
40. FABIANO, C., 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.
41. FABIANO, C. - **Avaliação Neutrônica da Inserção de Transurânicos em Reatores Nucleares do Tipo VHTR.** 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.
42. CARLOS E. VELASQUEZ, PEREIRA C., MARIA AUXILIADORA F. VELOSO, ANTONELLA L. COSTA. **Layer thickness evaluation for transuranic transmutation in a fusion–fission system.** Nuclear Engineering and Design Vol 286, May 2015, Pages 94–103.
43. GRAICIANY P. BARROS, CARLOS E. VELASQUEZ, PEREIRA C, MARIA AUXILIADORA, F. VELOSO, ANTONELLA L. COSTA. **Depletion evaluation of an ADS using reprocessed fuel.** *International Journal of Hydrogen Energy.* Volume 40, Issue 44, 26 November 2015, Pages 15148–15152. The 4th International Conference on Nuclear and Renewable Energy Resources (NURER2014), 26-29 October 2014, Antalya, Turkey.
44. S. BLAINE, GROVER DAVID A. PETTI JOHN, T. MAKI - **Completion of the First NGNP Advanced Gas Reactor Fuel Irradiation Experiment, AGR-1, in the Advanced Test Reactor, INL, Octobre 2010**
45. JON CARMACK, PASAMEHMETOGLU - **Options Study Documenting the Fast Reactor Fuels Innovative Design Activity, INL, July, 2010**
46. http://portuguese.ruvr.ru/news/2014_02_02/Russia-reator-da-usina-nuclear-de-Beloyarsk-esta-sendo-carregado-de-combustivel-0099 (acessado em novembro de 2014)
47. VLADISLAV SOZONIUK. - **Nuclear desalination with the BN-350 Reactor.** Nuclear Energy Agency Oecd, Nuclear Energy Agency
48. FABIO BARBOSA. **Producao de Hidrogenio por Biomassa.** Disponível em http://www.bioflu.uff.br/apresentacoes/1500_1530/UFF/ProducaodeHidrogenioporbiomassa.pdf (Acesso em Abril de 2015)
49. http://quimicanova.sbq.org.br/detalhe_artigo.asp?id=164 (Acessado em julho de 2015)
50. YOUPENG ZHANG - **Transmutation of Am in sodium fast reactors and accelerator driven systems** - Doctoral Thesis, Stockholm, Sweden, 2012
51. <http://info.abril.com.br/noticias/tecnologia-pessoal/2014/11/toyota-e-honda-anunciam-carros-movidos-a-hidrogenio.shtml> (Acesso em Junho de 2014)

52. <http://brasildasaguas.com.br/educacional/a-importancia-da-agua> (Acesso em janeiro de 2015)
53. <http://www1.folha.uol.com.br/infograficos/2015/01/118521-agua-no-brasil.shtml> (Acesso em janeiro de 2015)
54. R. JEČMENICA, M. MATIJEVIĆ, D. PEVEC, K. TRONTL. **Fuel Depletion Modeling of a Gas-cooled Fast Reactor Using the SCALE6.0 Code Package**. 20 th International Conference Nuclear Energy for New Europe, (2011).
55. S. GOLUOGLU, D. F. HOLLENBACH, L. M. PETRIE. **CSAS6: Control Module For Enhanced Criticality Safety Analysis With KENO-VI**. OAK Ridge National Laboratory, U.S. Department of Energy, ORNL/TM-2005/39 Version 6 **Vol. I**, Sect. C6 (2009).
56. D. F. HOLLENBACH, L. M. PETRIE, S. GOLUOGLU, N. F. LANDERS, M. E. DUNN. **KENO-VI: A General Quadratic Program Version of the KENO Program**. OAK Ridge National Laboratory, U.S. Department of Energy, ORNL/TM-2005/39 Version 6 **Vol. II**, Sect. F17, (2009).
57. S. M. BOWMAN, M. E. DUNN. **SCALE Cross-Section Libraries**. OAK Ridge National Laboratory, U.S. Department of Energy ORNL/TM-2005/39 Version 6 **Vol. III**, Sect. M4, (2009).
58. JAMES J. DUDESTADT, LOUIS J. HAMILTON. **Nuclear Reactor Analysis**,– Department of Nuclear Engineering, the University of Michigan, third edition
59. <http://www.eletronuclear.gov.br/LinkClick.aspx?fileticket=GxTb5TAen5E%3D&tabid=297>(Acessado em julho de 2015)