



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
ESCOLA DE ENGENHARIA

AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DE TRANSURÂNICOS EM REATORES NUCLEARES TIPO VHTR

Fabiano Cardoso da Silva

Palavras-chave: Análise neutrônica, transmutação, combustível nuclear reprocessado, reatores nucleares avançados, WIMS e VHTR

BELO HORIZONTE 2012



ESCOLA DE ENGENHARIA

AVALIAÇÃO NEUTRÔNICA DA INSERÇÃO DE TRASURÂNICOS EM REATORES NUCLEARES TIPO VHTR

Fabiano Cardoso da Silva

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

Área de concentração: Engenharia Nuclear e da Energia.

Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima.

Co-Orientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso.

S586a	<p>Silva, Fabiano Cardoso da. Avaliação neutrônica da inserção de trasurânicos em reatores nucleares tipo VHTR [manuscrito] / Fabiano Cardoso da Silva. – 2012. 136 f., enc.: il.</p> <p>Orientadora: Cláudia Pereira Bezerra Lima. Coorientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso.</p> <p>Tese (doutorado) Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.</p> <p>Anexos: f. 112-136.</p> <p>Bibliografia: f. 102-111.</p> <p>1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Análise por ativação nuclear - Teses. 3. Transmutação (Química) - Teses. I. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. II. Veloso, Maria Auxiliadora Fortini. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.</p> <p>CDU: 621.039(043)</p>
-------	---

AGRADECIMENTOS

Deixo aqui registrados os meus sinceros agradecimentos às pessoas e instituições que contribuíram para a realização deste trabalho:

A Deus, por tudo e por todos;

À Jacqueline e às minhas filhas, Laura, Alice e Clara, por todo esforço despendido;

À minha mãe Izabel Cristina e aos meus familiares;

À minha orientadora, Professora Doutora Cláudia Pereira, por ter me dado a chance de iniciar este trabalho e pela paciência durante todos estes anos;

Aos doutores membros da minha mesa de avaliação: Maria A. Fortini Veloso, Antonella Lombardi, Marcelo A. Veloso, Amir Z. Mesquita e Hugo Dalle;

Aos meus colegas e funcionários do Departamento de Energia Nuclear;

Ao Mário Roberto, que desde o início me ajudou e, nas últimas etapas deste trabalho, mais do que isto, tornou-se meu amigo;

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

***Gostaria de dedicar este trabalho às razões do meu viver,
minha esposa Jacqueline e à Laura, Alice e Clara.***

;

RESUMO

Uma análise neutrônica do comportamento de reatores de alta temperatura foi realizada neste estudo para averiguar a viabilidade do uso de combustível reprocessado contendo transurânicos, no conceito de reatores de quarta geração. A ideia é avaliar a máxima inserção de transurânicos para alcançar condições com alta razão de transmutação do material reciclado no combustível. Inicialmente modelaram-se dois reatores de alta temperatura, o VHTR e o LS-VHTR, para uma análise preliminar do uso desses reatores empregando combustível com óxidos mistos de plutônio e urânio, com dados de projetos disponíveis na bibliografia. Para fins de comparação, este estudo foi realizado utilizando-se dois percentuais de inserção de material físsil (15% e 20%) no combustível reprocessado com o método UREX+ e diluído em urânio empobrecido. Os resultados obtidos para o VHTR mostraram-se melhores. Desta forma, optou-se por continuar o estudo das próximas fases com o reator VHTR, limitando a quantidade de material físsil em 15%. Na segunda fase, avaliaram-se três diferentes percentuais de inserção de transurânicos no combustível. Os parâmetros neutrônicos avaliados mostraram-se adequados para todos os casos, permitindo iniciar o estudo da terceira fase, considerando o valor máximo de inserção de transurânicos. Nesta última etapa, foram avaliados dois combustíveis: um diluído em urânio empobrecido e o outro de forma inédita em tório natural, em reatores do tipo VHTR. O percentual de material físsil foi mantido em 15%. A razão V_M/V_F do núcleo foi então variada, obtendo-se uma curva em função de k_{eff} e estudos foram realizados ao redor do ponto máximo, de forma a obter o percentual mais adequado à transmutação. Todo o estudo foi realizado usando o código WIMSD5 e as análises qualitativas das simulações mostraram um núcleo bem comportado neutrônicamente, demonstrando a possibilidade de utilização de combustíveis reprocessados e boa razão de transmutação para ambos os combustíveis.

ABSTRACT

A neutronic analysis of the behavior of High Temperature Reactors was carried out in this study to investigate the viability of using reprocessed fuel containing transuranic elements, in the concept of fourth-generation reactors. The idea was to evaluate the maximum insertion of transuranic elements to achieve conditions with high transmutation rate of recycled material in the fuel. Initially two High Temperature Reactors (VHTR and LS-VHTR) were modeled for a preliminary analysis of their application using fuel with plutonium and uranium mixed oxides using data available in the literature. For comparison purposes, this study was carried out using two percentages of fissile material insertion (15% and 20%) in reprocessed fuel with UREX + method and diluted with depleted uranium. The results obtained for the VHTR proved to be better. In this way, we continued the next phases of the study with the VHTR reactor, limiting the amount of fissile material at 15%. In the second phase, we evaluated three different percentages of insertion of transuranic elements in the fuel. Neutronic parameters assessed were suitable for all cases, allowing starting the third stage of the study, considering the maximum value of transuranic elements insertion. In the last step, we evaluated two fuels: a fuel diluted in depleted uranium and another in an unprecedented way in VHTR reactors, in natural thorium. The percentage of fissile material was maintained at 15%. The V_M/V_F core rate was then varied, obtaining a curve as a function of k_{eff} and studies have been conducted around the peak, in order to obtain the most appropriate transmutation percentage. The study was conducted using the code WIMSD5 and qualitative analysis of simulations showed a core neutronicallly well-behaved, demonstrating the possibility of using reprocessed fuel and good transmutation reason for both fuels.

LISTA DE FIGURAS

FIGURA 1- Esquema representativo de um reator GFR	21
FIGURA 2- Esquema representativo de um reator SFR	22
FIGURA 3- Esquema representativo de um reator SCWR.....	23
FIGURA 4- Esquema representativo de um reator LFR.....	24
FIGURA 5- Esquema representativo de um reator MSR.....	25
FIGURA 6- Seção transversal de um reator VHTR.....	26
FIGURA 7- Seção transversal de um reator LS-VHTR.....	27
FIGURA 8- Esquema de reações nucleares possíveis a partir do isótopo ^{232}Th em um reator nuclear	31
FIGURA 9- Esquema de reações nucleares possíveis a partir do isótopo ^{238}U em um reator nuclear	31
FIGURA 10- Esquema de reações no ^{232}Th gerando ^{233}U	32
FIGURA 11- Distribuição da massa dos produtos de fissão do ^{235}U , ^{233}Th e ^{239}Pu	33
FIGURA 12- Redução da radioatividade do rejeito transmutado sobre o urânio natural	36
FIGURA 13- Projeção da capacidade mundial de produção urânio e sua demanda para 2030....	38
FIGURA 14- Fluxograma do ciclo aberto de combustível	39
FIGURA 15- Fluxograma do ciclo fechado de combustível.....	40
FIGURA 16- Fluxograma do processo PUREX	42
FIGURA 17- Fluxograma do processo CHELOX	43
FIGURA 18- Fluxograma do processo AIROX.....	44
FIGURA 19- Etapas do processo UREX+	45
FIGURA 20- Fluxograma do processo de coprocessamento COEX	46
FIGURA 21- Fluxograma do processo GANEX	47
FIGURA 22- Disposição das partículas TRISO dentro do bloco de grafite usado em reatores tipo VHTR	65
FIGURA 23- Ilustração dos componentes de um reator nuclear modular moderado a grafite que utiliza partículas TRISO como combustível	66
FIGURA 24- Cilindrização do núcleo em uma célula representativa.....	67
FIGURA 25- Corte radial do núcleo dos reatores VHTR e LS-VHTR	69
FIGURA 26- Evolução do k_{eff} para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR.....	71
FIGURA 27- Evolução do k_{eff} para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR	71
FIGURA 28- Evolução do coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}) para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR 1200 K	72
FIGURA 29- Evolução do coeficiente de temperatura do moderador (α_{TM}) para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR 1200 K	72
FIGURA 30- Evolução do coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}) para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR 1200 K	73
FIGURA 31- Evolução do coeficiente de temperatura do moderador (α_{TM}) para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR 1200 K	73
FIGURA 32- Razão entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo total para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR	74
FIGURA 33- Razão entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo total para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR	74
FIGURA 34- Evolução do k_{eff} dos três casos simulados para o reator VHTR no código WIMSD5, para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) a 1200 K	78
FIGURA 35- Evolução do coeficiente de temperatura do combustível dos três casos simulados para o reator VHTR no código WIMSD5	79

FIGURA 36- Evolução do coeficiente de temperatura do moderador dos três casos simulados para o reator VHTR no código WIMSD5 a 1200 K	80
FIGURA 37- Razão entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo total do VHTR.....	81
FIGURA 38- Razão de transmutação dos isótopos ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am e ^{237}Np , para os combustíveis C2 e C3.....	82
FIGURA 39- Geometria do núcleo simulado para o reator VHTR	84
FIGURA 40- Diferentes homogeneizações do pino de combustível contendo as partículas TRISO	85
FIGURA 41- Fator pf das partículas TRISO versus k_{eff} no reator VHTR carregado com urânio e tório, em potência máxima (1200 K)	86
FIGURA 42 - Endurecimento do espectro do combustível U-TRU	86
FIGURA 43- Endurecimento do espectro do combustível Th-TRU.....	87
FIGURA 44- Fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) do combustível U-TRU, em potência de operação a 1200 K.....	88
FIGURA 45- Fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) do combustível Th-TRU, em potência de operação a 1200 K.....	88
FIGURA 46- Coeficiente de reatividade de temperatura do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K.....	89
FIGURA 47- Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K.....	90
FIGURA 48- Coeficiente de reatividade de temperatura do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K.....	90
FIGURA 49- Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K.....	91
FIGURA 50- Coeficiente de reatividade total de temperatura (α_{CORE}) do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K	92
FIGURA 51- Coeficiente de reatividade de temperatura (α_{CORE}) do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K	92
FIGURA 52- Coeficiente de reatividade total de temperatura (α_{CORE}) do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K.....	93
FIGURA 53- Coeficiente de reatividade de temperatura (α_{CORE}) do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K	93
FIGURA 54- Razão de transmutação do isótopo ^{239}Pu sobre a carga da massa inicial	95
FIGURA 55- Razão de transmutação do isótopo ^{241}Pu sobre a carga da massa inicial	96
FIGURA 56- Razão de transmutação do isótopo ^{241}Am sobre a carga da massa inicial	97
FIGURA 57- Razão de transmutação do isótopo ^{237}Np sobre a carga da massa inicial	97
FIGURA 58- Evolução da massa do ^{233}U no combustível de tório	98

LISTA DE TABELAS

TABELA 1- Trabalhos realizados sobre reatores HTR no Departamento de Energia Nuclear, UFMG	17
TABELA 2- Características do reator GFR	21
TABELA 3- Características do reator SFR.....	22
TABELA 4- Características do reator SCWR.....	23
TABELA 5- Características do reator LFR, utilizando corrente natural	24
TABELA 6- Características do reator MSR	25
TABELA 7 - Parâmetros padrões para os reatores VHTR	26
TABELA 8- Parâmetros padrões para os reatores LS-VHTR	27
TABELA 9- Reatores refrigerados a gás de alta temperatura.....	29
TABELA 10- Principais características do elemento combustível dos reatores HTGR.....	29
TABELA 11- Seção de choque dos principais actínídeos físséis	32
TABELA 12- Principais radionuclídeos artificiais gerados nos reatores, modo de decaimento e meia-vida.....	37
TABELA 13- Esquema de sub-rotina efetuada pelo código WIMSD5	52
TABELA 14- Classificação dos 69 grupos de energia da biblioteca padrão WIMSD5	53
TABELA 15- Porcentagem dos isótopos após queima de 33 GWd/tMP e 5 anos de resfriamento	63
TABELA 16- Características básicas de parâmetros geométricos dos reatores	69
TABELA 17- Composição isotópica da matriz de combustível dos reatores.....	70
TABELA 18- Concentração isotópica no início (BOL) e no final (EOL) do ciclo para ambos os reatores	75
TABELA 19- Composição do combustível nos três casos estudados	77
TABELA 20- Porcentagens da composição isotópica dos três casos estudados (VHTR).....	78
TABELA 21- Percentual de redução dos combustíveis com inserção de TRU, após 89,919 GWd/tMP	82
TABELA 22- Composição isotópica da matriz do combustível nuclear, com 15% de material físsil.	83
TABELA 23- Diferentes TRISO fração de empacotamento (pf) do núcleo do reator	84
TABELA 24- Variação percentual de composição isotópica, para cada valor de pf, estudada sobre o núcleo ativo do combustível de urânio	94
TABELA 25- Variação percentual de composição isotópica, para cada valor de pf, estudada sobre o núcleo ativo do combustível de tório.....	94

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS.

AEO – *Annual Energy Outlook*
AFCI – *Advanced Fuel Cycle Initiative*
AHTR – *Advanced High Temperature Reactor*
AM – *actinídeos menores*
ANL – *Argonne National Laboratory*
ANTARES – *Areva New Technology based on Advanced gas-cooled reactors for Energy Supply*
ATR – *Advanced Test Reactor (INEEL)*
BOL – *Begining of Life*
CAPES – *Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior*
cdf – *cumulative distribution function*
CDTN - *Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear*
CNEA – *Comisión Nacional de Energía Atómica*
CNEN – *Comissão Nacional de Energia Nuclear*
CNPq – *Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico*
CSADA – *Cross-Section Averaging for Depletion Acceleration Method*
CTC – *coeficiente de temperatura do combustível*
CTM – *coeficiente de temperatura do moderador*
DB-MHR – *Deep Burn Modular Helium Reactor*
DEN – *Departamento de Engenharia Nuclear*
ENDF – *Evaluated Nuclear Data File*
EOL – *End of Life*
FAPEMIG – *Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais*
FIMA – *Fissions per initial heavy metal atom*
FP – *Fission Product*
FPEX – *Fission Product Extraction*
GANEX- *Grouped Actinide Extraction*
GA – *General Atomic*
GFR – *Gas-cooled Fast Reactor*
GIF IV – *Generation IV International Forum*
GENIII+ – *Generation III+ (Near-Term Deployment) Reactor*
GT-MHR – *Gas Turbine Modular Helium Reactor (General Atomics)*
HEU – *High-Enriched Uranium*
HLW – *High level waste*
HM – *Heavy Metal*
HTR – *High Temperature Reactors*
HTGR – *High Temperature Gas-cooled reactor*
HTTR – *High Temperature Test reactor (Japão)*
IAEA – *International Atomic Energy Agency*
INCT/RI – *Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia em Reatores Inovadores*
INET – *Institute of Nuclear Energy Technology (China)*
INEEL – *Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (EUA)*
IHX – *Intermediate Heat Exchanger*
INPRO – *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*
JAERI – *Japan Atomic Energy Research Institute*
JEF – *Joint Evaluated Fission library*
KAERI – *Korea Atomic Energy Research Institute*
LASL – *Los Alamos Scientific Laboratory*
LAHET – *Los Alamos High Energy Transport*

LFR – *Lead-cooled Fast Reactor*
 LLFP – *Long Life Fission Product*
 LWR – *Light Water Reactor*
 MCNP – *Monte Carlo N-Particle transport*
 MCNPX – *Monte Carlo N-Particle transport eXtend*
 MHR – *Modular Helium Reactor*
 MHTGR – *Modular High Temperature Gas-cooled Reactor*
 MIMAS – *Micronized Master Blend*
 MOX – *Mixed Oxide*
 MSR – *Molten Salt Reactor*
 MWd/tMP – *MegaWatt dia/ tonelada de metal pesado*
 NEA – *Nuclear Energy Agency*
 NERAC – *Nuclear Energy Research Advisory Committee*
 NGNP – *Next Generation Nuclear Plant (INEEL)*
 NHDD – *Nuclear Hydrogen Development and Demonstration (Kaeri)*
 NJOY – *Nuclear Data Processing System*
 ODS – *Oxide-dispersion strengthened*
 OECD – *Organisation for Economic Co-operation and Development*
 ORIGEN – *Oak Ridge Isotope GENeration*
 pf – *fração de empacotamento*
 PF – *produto de fissão*
 PBMR – *Pebble Bed Modular Reactor (Eskom)*
 PCTN – *Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares*
 pdf – *probability distribution function*
 PUREX – *Plutonium Uranium EXtration*
 PWR – *Pressurized Water Reactor*
 PNE – *Plano Nacional de Energia*
 RepU – *Reprocessed Uranium*
 RR – *Reaction Rates*
 RSICC – *Radiation Safety Information Computational Center*
 SCALE – *Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation code system*
 SCWR – *SuperCritical Water-cooled Reactor*
 SFP – *Saturating Fission Product*
 SFR – *Sodium-cooled Fast Reactor*
 SLFP – *Short Life Fission Product*
 TBP – *Tri-n-Butyl Phosphate*
 TF – *Transmutation Fuel*
 tMP – *tonelada de metal pesado*
 TRISO – *Triple Coated Isotropic Ceramic Fuel Particle*
 TRUEX – *TRansUranium EXtration*
 TRUs – *TRansUrânicos*
 Th-TRU – *Combustível óxido à base de tório com inserção de Pu, Cm, Am e Np*
 u – *unidade de massa atômica*
 U-TRU – *Combustível óxido à base de urânio com inserção de Pu, Cm, Am e Np*
 UREX – *Uranium EXtration*
 VHTR – *Very High Temperature Reactor*
 XS – *Cross Section*
 WIMSD5 – *Winfrith Improved Multi/group Scheme*
 WG – *Weapon Grade*

LISTA DE SÍMBOLOS

V_M/V_F – Razão do volume do moderador e volume do combustível no núcleo do reator

α_{TF} – Coeficiente de temperatura de reatividade do combustível

α_{TM} – Coeficiente de temperatura de reatividade do moderador

k_{eff} – Fator de multiplicação efetivo

k_{inf} – Fator de multiplicação infinito

ϕ_R / ϕ_T – Fluxo rápido / Fluxo total

SUMÁRIO

RESUMO	6
ABSTRACT	7
LISTA DE FIGURAS	8
LISTA DE TABELAS	10
LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS.....	11
LISTA DE SÍMBOLOS	13
SUMÁRIO.....	14
CAPÍTULO I – INTRODUÇÃO	16
I.1- Justificativa.....	16
I.2- Objetivo	18
I.3- Escopo.....	19
CAPÍTULO II – ESTADO DA ARTE	20
II.1- Reatores avançados	20
II.1.1- Fórum Internacional para IV Geração (GIF IV)	20
II.1.2- Histórico dos reatores de alta temperatura	28
II.1.2.1- Reatores de alta temperatura refrigerados a gás.....	28
II.1.2.2- Reatores de alta temperatura refrigerados a sal fundido	30
II.2- Importância dos elementos transurânicos em reatores nucleares.....	30
II.3- Experiências sobre a utilização de combustível tório no Brasil.....	33
II.4- Reprocessamento e reciclagem do combustível nuclear	35
II.4.1- Estratégias e gerenciamento do rejeito nuclear	35
II.4.2- Ciclos do combustível nuclear reprocessado	39
II.4.3- Reprocessamento e reciclagem	40
II.4.3.1- Métodos de reprocessamento	40
II.4.3.2- Método aquoso PUREX.....	41
II.4.3.3- Método aquoso CHELOX.....	42
II.4.3.4- Método a seco AIROX.....	43
II.4.3.5- Método UREX+	44
II.4.3.6- Método COEx, DIAMEX e GANEX	45
II.4.3.7- Combustível de óxidos mistos / MOX	48
II.5- Modelagem de reatores nucleares	49
II.6- O código computacional WIMSD5.....	51
II.6.1- Cálculo de célula do código WIMSD5	53
II.6.1.1- Cálculo multigrupo.....	53
II.6.1.2- Correções de fuga.....	54
II.6.1.3- Coeficientes de difusão	54
II.6.1.4- O Método B1	55
II.6.1.5 – Evolução do combustível.....	56
II.6.2- Neutrônica de reatores nucleares.....	58
II.6.2.1- Combustíveis reprocessados e reciclados em reatores térmicos.	58
II.6.2.2- Fator de multiplicação efetivo.....	59
II.6.2.3- Reatividade.....	59
II.6.2.4- Coeficiente de temperatura de reatividade	60
II.6.2.5- Endurecimento do espectro	61

CAPÍTULO III – PARÂMETROS METODOLÓGICOS COMUNS ÀS TRÊS FASES DO ESTUDO	62
III.1 – Organização para apresentação do trabalho	62
III.2 – Metodologia dos modelos representativos do núcleo dos reatores	62
III.3 – Determinação da composição dos combustíveis	63
III.4 – Razão de volumes do núcleo do reator.....	66
III.5 – Condições de análise dos parâmetros neutrônicos.....	67
CAPÍTULO IV – ANÁLISE DOS REATORES VHTR E LS-VHTR, UTILIZANDO ÓXIDO DE URÂNIO E PLUTÔNIO	68
IV.1 – Metodologia	68
IV.2 – Resultados	70
CAPÍTULO V – ANÁLISE DO REATOR VHTR COM DIFERENTES INSERÇÕES DE TRANSURÂNICOS	77
V.1 – Metodologia.....	77
V.1 – Resultados	78
CAPÍTULO VI – AVALIAÇÃO DO FATOR DE TRANSMUTAÇÃO DO VHTR CARREGADO COM TRANSURÂNICO DISOLVIDO EM URÂNIO EMPOBRECIDO E EM TÓRIO NATURAL	83
VI.1 – Metodologia	83
VI.1 – Resultados	85
CONCLUSÕES	99
BIBLIOGRAFIA.....	102
APÊNDICE A	112

CAPÍTULO I – INTRODUÇÃO

I.1- Justificativa

Atualmente diversas alternativas têm sido estudadas em busca de redução do impacto ambiental causado pela deposição final do combustível usado em reatores nucleares. Durante o período que o combustível nuclear é irradiado no reator, isótopos pesados sofrem reações, fazendo com que se tenham diferentes radioisótopos ao final da queima (actínídeos, produtos de fissão e produtos de ativação). A maioria das nações ao longo do planeta faz opção pelo ciclo aberto do combustível, no qual o destino deste, ao final do ciclo, é a deposição em repositórios geológicos. Entretanto, este combustível ainda apresenta uma alta capacidade de geração de energia, dada a grande quantidade de isótopos físséis, férteis e fissionáveis presentes em sua composição. Este potencial pode ser aproveitado, principalmente se uma opção pelo ciclo fechado do combustível for feita.

A utilização de um ciclo fechado leva em consideração o reprocessamento e a reciclagem destes materiais. Diversos estudos vêm sendo realizados com o objetivo de propor sistemas que possam utilizar estes materiais como parte do combustível e, além da geração de energia, contribuam para a transmutação dos mesmos. Na literatura existem muitos trabalhos evidenciando a possibilidade de transmutação de rejeitos nucleares em diferentes tipos de reatores sistema (TAKEDA et al., 1997; RODRIGUEZ et al., 2002; SOMERS, et al., 2006; HONG et al., 2008; KIM et al., 2008). Estratégias para gerenciamento dos rejeitos nucleares têm sido estudadas em vários países, como França, EUA, Japão e Rússia. Alguns destes já adotaram oficialmente a política de reciclagem de transurânicos em reatores comerciais (SHAPIRA, 1999). Outra estratégia em estudo é o uso de sistemas subcríticos acoplados a um acelerador de partículas, cujo objetivo é transmutar os isótopos presentes no rejeito radioativo, além de secundariamente gerar energia (BARROS, 2009; SAITO et al., 2006; KONASHI et al., 2003). Encontram-se ainda propostas em desenvolvimento usando os mais diversos conceitos de reatores nucleares, empregando a tecnologia já existente com objetivo de transmutação.

Diversas organizações mundiais possuem projetos para selecionar futuras tecnologias de reatores nucleares, levando em consideração principalmente a versatilidade do sistema, segurança e caráter não-proliferante de seu ciclo. Entre estes projetos destacamos o INPRO e o GIV-IV (NERAC, 2002). No Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG, desde 1997 vem-se estudando diversas alternativas em busca de redução do impacto ambiental causado pela deposição final do combustível usado em reatores nucleares por meio de estudos e propostas de sistemas para transmutação (PCTN, 2012).

A partir de 2007, iniciaram-se estudos para verificar a possibilidade de simular reatores de IV geração e sua capacidade de transmutação e co-geração (CARDOSO, 2007; SILVA, 2009a). Entretanto, seria necessária a validação dos resultados obtidos. Deste então deu-se continuidade ao desenvolvimento de metodologias de diversos trabalhos do departamento já realizados, utilizando um reator de alta temperatura (TAB. 1), com destaque para tese de SILVA (2009a). Esta tinha o objetivo geral de pesquisar e estudar, usando o código de célula WIMSD5, diversas modelagens de um reator MHR e comparar os resultados com o código MCNPX.

TABELA 1- Trabalhos realizados sobre reatores HTR no Departamento de Energia Nuclear, UFMG

Categoria	Autores
Teses de doutorado	SILVA, 2009a.
Dissertações de mestrado	CARDOSO, 2008.
Artigos em periódicos indexados	CARDOSO et al., 2012a, 2012b. SILVA et al., 2012, 2010b.
Trabalhos completos apresentados em congressos nacionais e internacionais, por alunos da pós-graduação	TANURE et al., 2012a CARDOSO et al., 2011, 2010, 2009a, 2009b, 2007. SILVA et al., 2011, 2010a, 2009b, 2009c, 2007a, 2007b, 2006. SARSUR et al., 2006. PEREIRA et al., 2006. SOUZA et al., 2006, 2005.
Trabalhos completos apresentados em congressos nacionais e internacionais, por alunos de iniciação científica	TANURE et al., 2012b. SANTOS et al., 2006. CAMPOLINA et al., 2005.

Entre os reatores de alta temperatura de quarta geração, destacam-se os do tipo VHTR, o qual faz parte das metas do GIF-IV e também dos sistemas em estudo pelo Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia em Reatores Nucleares Inovadores (INCT/RNI). Este instituto tem, entre outras, a proposta de desenvolver a pesquisa e a formação de recursos humanos para o desenvolvimento de novas tecnologias (INCT, 2012).

Tendo estas perspectivas, deu-se início a esta tese, com a finalidade de realizar uma avaliação qualitativa do comportamento neutrônico do reator VHTR, utilizando o código WIMSD5, para fazer uma análise do potencial real de transmutação de materiais transurânicos reprocessados e reciclados em novos combustíveis.

I.2- Objetivo

O objetivo deste trabalho é avaliar a possibilidade de utilização de transurânicos como combustíveis em reatores nucleares do tipo VHTR. Para tal, pretende-se:

- modelar as propostas de reator VHTR disponíveis na literatura para avaliar a capacidade do modelo de representar qualitativamente e de forma simplificada o reator em estudo;
- avaliar o comportamento neutrônico do reator ao modificar a composição do combustível;
- avaliar a variação na composição do combustível ao longo da queima, para verificar a capacidade de transmutação associada a cada composição de combustível usado;
- comparar o comportamento do combustível usando transurânicos diluídos em tório natural e urânio empobrecido.

1.3- Escopo

Este trabalho apresenta uma revisão bibliográfica, a metodologia empregada no estudo e os resultados, com a seguinte estrutura: O Capítulo 1 apresenta o escopo e a justificativa do trabalho. O Capítulo 2 trata do estado da arte sobre os reatores nucleares refrigerados a gás e moderados a grafite, o reprocessamento e a utilização de combustível reprocessado, os conceitos neutrônicos relacionados aos reatores nucleares e o código computacional utilizado para as simulações.

O Capítulo 3 contém os passos e considerações a respeito da geometria da modelagem do reator, da composição do combustível e dos parâmetros analisados. Também apresenta a parte comum da metodologia para as três fases, nas quais o reator foi modelado de maneira simplificada, de forma a analisar parâmetros neutrônicos ao longo da queima. Os parâmetros analisados foram: fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), coeficiente de temperatura de reatividade do combustível (α_{TF}), coeficiente de temperatura de reatividade do moderador (α_{TM}) e endurecimento do espectro ($\phi_{\text{R}}/\phi_{\text{T}}$).

Os capítulos 4, 5 e 6 apresentam a metodologia específica para cada fase e resultados obtidos no decorrer da execução da Fase 1, Fase 2 e Fase 3 da tese, respectivamente. Na Fase 1 deste estudo, simularam-se quatro casos para os reatores avançados de quarta geração, VHTR e LS-VHTR, usando-se combustível reprocessado e fabricado com U-Pu, com 15% e 20% de material físsil, diluído em urânio natural. Para ambos os reatores usou-se a razão do volume do moderador sobre volume do combustível ($V_{\text{M}}/V_{\text{F}}$) e razão do volume do refrigerante sobre volume do combustível ($V_{\text{R}}/V_{\text{F}}$), propostas para estes reatores. A queima ocorreu em condições de operação padrão para cada um deles, descritas em trabalhos técnicos.

Na Fase 2, foi usado o reator VHTR, com combustível reprocessado com diferentes percentuais de inserção de transurânicos até obter-se 15% de material físsil. Na Fase 3, a razão $V_{\text{M}}/V_{\text{F}}$ do reator VHTR foi modificada para obter diferentes frações de partículas TRISO no pino de combustível para dois tipos de combustível: uma matriz diluída em tório natural e, o outro, em urânio empobrecido. Manteve-se nesta fase, a máxima inserção de transurânicos permitida para 15% de material físsil.

Finalmente, no capítulo 7, são apresentadas as conclusões deste trabalho.

CAPÍTULO II – ESTADO DA ARTE

II.1- Reatores avançados

II.1.1- Fórum Internacional para IV Geração (GIF IV)

Um dos maiores desafios da civilização atual é assegurar acesso a fontes de energia amplas, sustentáveis e que reduzam a dependência mundial do petróleo, tendo como meta a conservação do meio ambiente. Alguns exemplos de tecnologias que deverão ser utilizadas neste século com este intuito são: novos biocombustíveis oriundos de culturas de produtos não alimentícios, tecnologia de carvão limpo, tecnologia de células de combustíveis a hidrogênio, sistemas de energia nuclear mais eficientes, seguros e resistentes à proliferação. Em 2002, representantes de treze países reuniram-se no Fórum Internacional para Geração IV (GIF IV), para propor uma nova geração de reatores nucleares, a ser implementada a partir de 2030. (NERAC, 2002).

Os conceitos dos reatores de geração IV são baseados em projetos convencionais que procuram maximizar a segurança, a sustentabilidade e a economia dos reatores nucleares. Apesar de quase todos serem, em certa medida, baseados em conhecimento e experiência existentes, todos extrapolam, em muito, a tecnologia atual. Os aspectos mais críticos estão relacionados a combustíveis e materiais. De fato, estimou-se que, mesmo se um programa intenso e contínuo de investigação de reatores de quarta geração for lançado, seriam necessários alguns anos para seleção, teste e implementação comercial de novos materiais para o combustível nuclear e elementos estruturais do circuito primário desses reatores (NERAC, 2002). Orientados por estas premissas, seis conceitos de reatores foram selecionados para estudos e desenvolvimento (HAYNER et al., 2004). Estes modelos são descritos a seguir.

O reator GFR (*Gas Cooled Fast Reactor*) (FIG. 1) é um sistema de ciclo fechado orientado para a produção de eletricidade, sendo considerado um excelente projeto em termos de sustentabilidade, graças ao seu ciclo fechado. É considerado adequado no que diz respeito à segurança, à economia, à proteção física e à resistência à proliferação (NERAC, 2002). As principais características desse projeto são descritas na TAB. 2.

TABELA 2- Características do reator GFR

	GFR
Potência	600 MWt
Eficiência de conversão térmica	48 % (ciclo direto de gás hélio)
Refrigerante	hélio ou CO ₂
Temperatura do refrigerante (entrada/saída)	490 °C /850 °C
Pressão	90 bar
Densidade de potência média	100 MWt/m ³
Combustível de referência	UPuC/SiC (70/30 %)
Fração de volume (Combustível/Gás/SiC)	50/40/10 %
Queima	~5 % FIMA
Moderador	não possui

Fonte: NERAC, 2002.

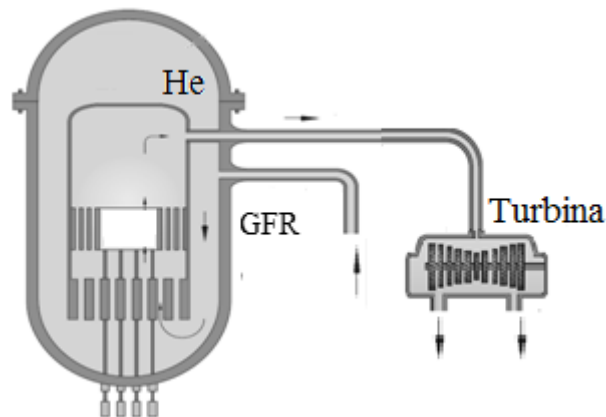


FIGURA 1- Esquema representativo de um reator GFR

Fonte: adaptado de NERAC, 2002.

O reator SFR (*Sodium Cooled Fast Reactor*) (FIG. 2) é um reator que utiliza combustível de óxidos mistos ou liga de metal e sódio líquido para resfriamento do núcleo. O reator pode ser projetado tipo piscina com o núcleo imerso no refrigerante ou em *loop* com o refrigerante circulando em canais. Os SFR necessitam prover uma grande garantia física dos fenômenos físico-químicos envolvendo o elemento sódio, pois se trata de um elemento que reage de maneira vigorosa quando em contato com a água, liberando gás hidrogênio, que é altamente inflamável (NERAC, 2002). As características deste reator estão descritas na TAB. 3.

TABELA 3- Características do reator SFR

	SFR
Potência	1000-5000 MWt
Refrigerante	sódio
Temperatura do refrigerante (saída)	530 °C /550 °C
Pressão	1 atm
Densidade de potência média	350 MWt/m ³
Combustível de referência	óxido ou metal U-Pu-Zr
Revestimento	(ODS) Ferrítico
Queima máxima	~150-200 GWd/tMP
Moderador	não possui

Fonte: NERAC, 2002.

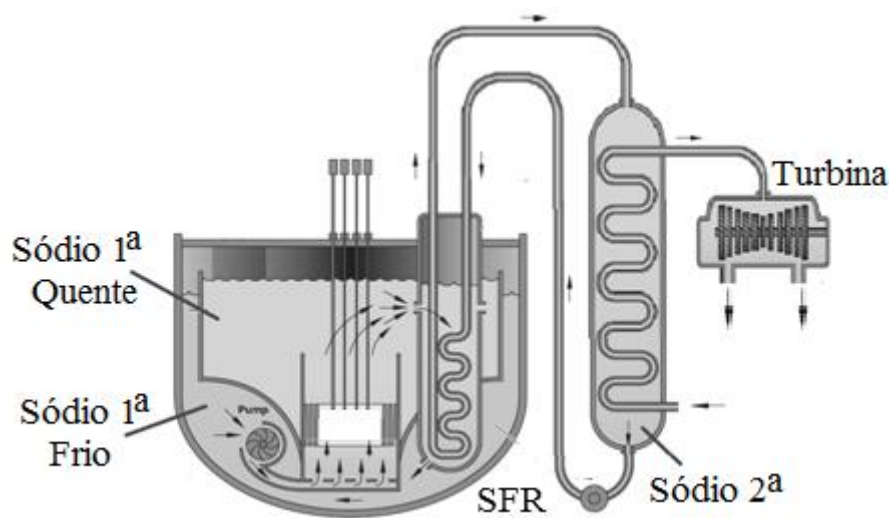


FIGURA 2- Esquema representativo de um reator SFR

Fonte: adaptado de NERAC, 2002.

O reator SCWR (*Supercritical Water Cooled Reactor*) (FIG. 3) tem a possibilidade de ciclo aberto ou fechado e está mais orientado para a produção de eletricidade, com a opção para a gestão de actínídeos no caso da opção pelo ciclo fechado. O reator SCWR difere dos reatores LWR convencionais por operar a uma pressão acima daquela correspondente ao ponto crítico da água (>22,1 MPa) e temperaturas mais elevadas onde não ocorre nenhuma mudança de fase. (NERAC, 2002). As características de projeto são descritas na TAB. 4, a seguir.

TABELA 4- Características do reator SCWR

	SCWR
Eficiência de conversão térmica	44 %
Refrigerante	água
Temperatura do refrigerante	280/550 °C
Pressão	25 MPa
Densidade de potência média	100 MWt/m ³
Combustível de referência	UO ₂
Revestimento	aço inoxidável ou <i>Ni-alloy</i>
Queima	~45 GWd/tMP
Moderador	água

Fonte: NERAC, 2002.

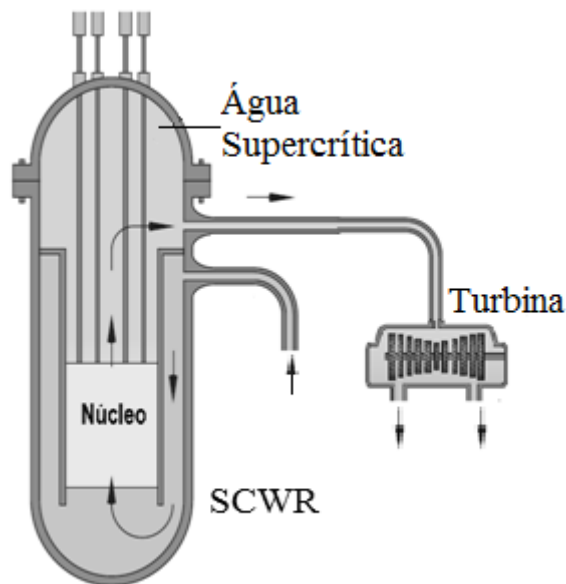


FIGURA 3- Esquema representativo de um reator SCWR
Fonte: adaptado de NERAC, 2002.

Os reatores rápidos LFR (*Lead Cooled Fast Reactor*) (FIG. 4) são um sistema de ciclo fechado e podem receber múltiplos combustíveis como, por exemplo, óxidos mistos, nitratos ou urânio metálico. O reator utiliza o chumbo ou a mistura eutética chumbo/bismuto como refrigerante e podem operar a altas temperaturas (~1700 °C) (NERAC, 2002). As principais características do reator são descritas na TAB. 5.

TABELA 5- Características do reator LFR, utilizando corrente natural

	LFR	
	Sistema Pb-Bi	Sistema Pb
Refrigerante	Pb-Bi	Pb
Temp. do refrigerante (saída)	550 °C	750 °C
Pressão	1 atm	1 atm
Potência	125–400 MWt	400 MWt
Tipo combustível	metal ou nitrato	nitrato
Revestimento	férico	cerâmico/liga
Queima	~100 GWd/MHM	~100 GWd/MHM
Arranjo	aberto	aberto
Corrente primária	natural	natural
Moderador	não possui	não possui

Fonte: NERAC, 2002.

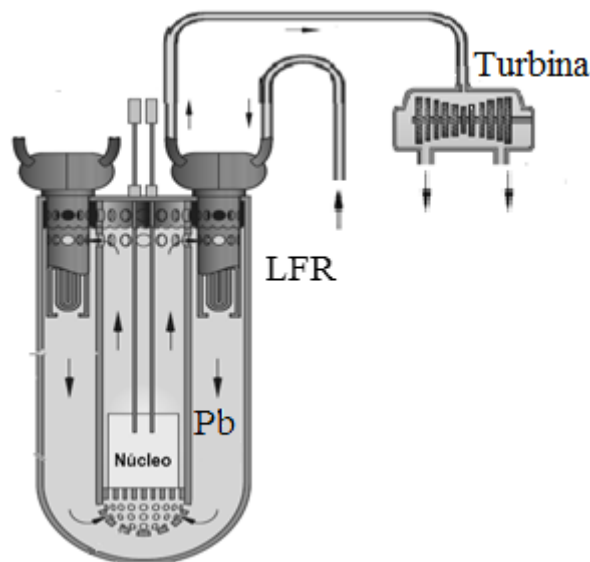


FIGURA 4- Esquema representativo de um reator LFR
Fonte: adaptado de NERAC, 2002.

O MSR (*Molten Salt Reactor*) (FIG. 5) é um sistema orientado para a produção de eletricidade e queima de combustível de modo contínuo. O núcleo do reator consiste de um bloco moderador de grafita com canais para a circulação do sal fundido. O sal, que atua como combustível e arrefecedor, é constituído de uma mistura de fluoretos de berilo e lítio com certa proporção de fluoretos de metais pesados físséis e férteis. Em algumas versões, são utilizados cloretos em lugar dos fluoretos. Durante a operação, são formados produtos de fissão e actínídeos menores (Am, Np e Cm) que, em geral, também possuem boa solubilidade no sal (NERAC, 2002). As características do reator são descritas na TAB. 6, a seguir.

TABELA 6- Características do reator MSR

	MSR
Potência	1000 MWt
Eficiência de conversão térmica	44 to 50%
Temperatura do refrigerante (entrada/saída)	565-850 °C
Densidade de potência média	22 MWt/m ³
Combustível de referência	Sal fundido + metal pesado (<i>Flibe</i>)
Pressão de vapor	<0,1 psi
Moderador	C (grafite)

Fonte: NERAC, 2002.

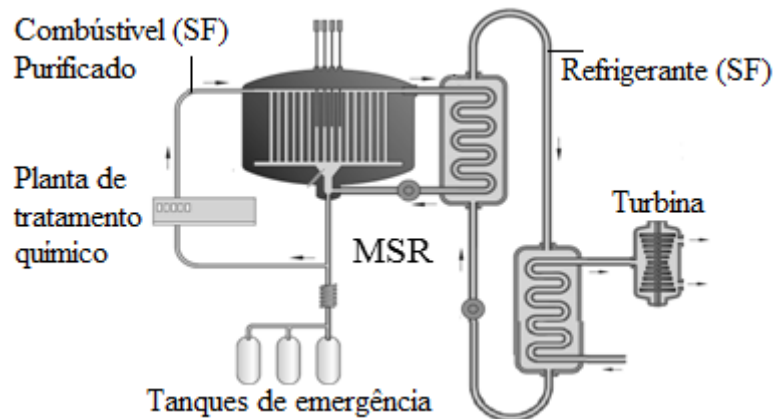


FIGURA 5- Esquema representativo de um reator MSR

Fonte: adaptado de NERAC, 2002.

O núcleo do reator térmico VHTR (*Very High Temperature Reactor*), alvo de estudo dessa tese, é constituído de blocos hexagonais de grafite arranjados de forma a receber o combustível, o refrigerante e estruturar o núcleo do reator. O núcleo possui a flexibilidade de utilizar combustíveis de urânio ou plutônio, ou uma combinação dos dois. A potência de referência é de 600 MWte e a temperatura de operação é de ~930 °C. O VHTR é um reator que possui o grafite como moderador e utiliza o gás hélio como refrigerante. A temperatura de saída possibilita sua aplicação em processos industriais secundários, como produção de hidrogênio, dessalinização de água do mar ou a utilização do calor para fornecer aquecimento para a população civil. Um esquema do sistema é mostrado na FIG. 6. As principais características dimensionais do projeto VHTR são descritas na TAB. 7 (NERAC, 2002; BACCAGLINI et al., 2003).

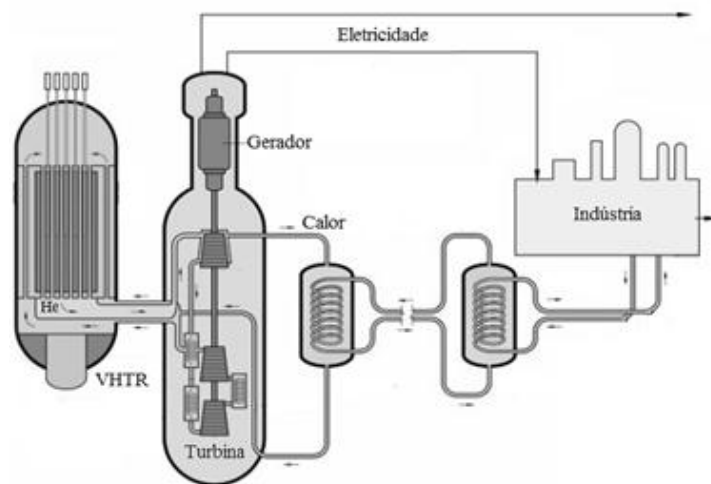


FIGURA 6- Seção transversal de um reator VHTR
Fonte: adaptado de NERAC, 2002.

TABELA 7 - Parâmetros padrões para os reatores VHTR

	VHTR
Potência térmica	600 MWte
Eficiência conversão térmica	≅ 50%
Refrigerante	hélio
Temperatura do refrigerante (entrada/saída)	600/950 °C
Vazão de hélio	320 kg/s
Densidade de potência	6,6 MW/m ³
Combustível de referência	UO ₂ – MOX
Queima (<i>burnup</i>)	~100 GWd/tMP
Densidade de potência específica	103 MW/tMP
Moderador	C (grafite)
Quantidade de material físsil	15% - 20%
pf (fração de empacotamento)	10% - 60%
Diâmetro do vaso do reator	7,06 m

Fonte: NERAC, 2002.

Recentemente, uma opção alternativa para futuros reatores de alta temperatura tem sido objeto de estudos, a qual foi utilizada na primeira fase do presente trabalho. Tratam-se dos reatores resfriados a sal fundido, denominados LS-VHTR (*Liquid Salted - Very High Temperature Reactor*) (FIG. 7) (INGERSOLL et al., 2007). Os reatores LS-VHTR possuem semelhanças com os reatores VHTR descritos anteriormente, sendo a diferença básica a utilização de um refrigerante composto por um sal fundido à baixa pressão. Os parâmetros geométricos e de operação são mostrados na TAB. 8. (INGERSOLL et al., 2005; WILLIAMS et al., 2006; CLIFF et al., 2006).

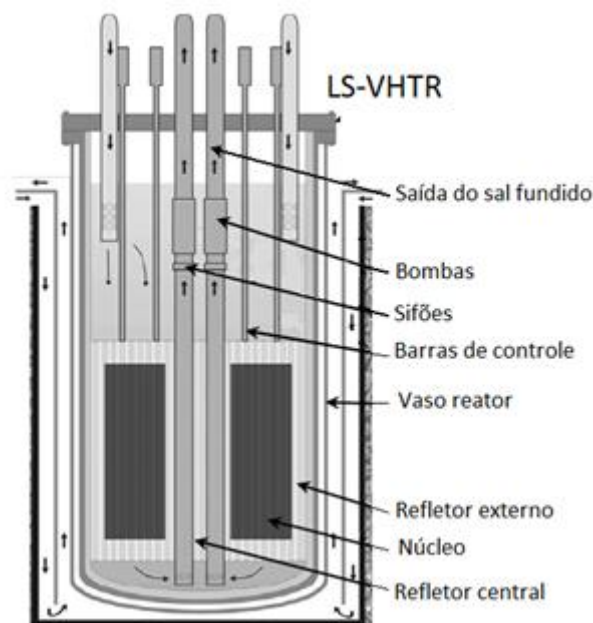


FIGURA 7- Seção transversal de um reator LS-VHTR
Fonte: INGERSOLL et al., 2005.

TABELA 8- Parâmetros padrões para os reatores LS-VHTR

	LS-VHTR
Potência térmica	2400 MWte
Eficiência conversão térmica	~ 50%
Refrigerante	Sal fundido - Li_2BeF_4 (<i>Flibe</i>)
Temperatura do refrigerante (entrada/saída)	850/1000 °C
Pressão do refrigerante	~ 1 atm
Densidade de potência	10,2 MWt/m ³
Combustível de referência	UO ₂
Queima (<i>burnup</i>)	100-156 GWd/tMP
Densidade de potência específica	158 MW/MtMP
Moderador	C (grafite)
Quantidade de material físsil	15% a 20%
pf (fração de empacotamento)	15 % a 25 %
Diâmetro do vaso do reator	9,2 m

Fonte: INGERSOLL et al., 2005.

II.1.2- Histórico dos reatores de alta temperatura

II.1.2.1- Reatores de alta temperatura refrigerados a gás

A história dos reatores nucleares teve início em 1942, na cidade de Chicago, com o estabelecimento da primeira reação em cadeia a partir do átomo de urânio no primeiro pseudo-reator, designado pilha de Fermi. Este pseudo-reator trazia em si a essência dos reatores atuais moderados a grafite. Entretanto, foi a Inglaterra que colocou a primeira usina nuclear comercial em funcionamento no mundo, em Calder Hall, Reino Unido, introduzindo o conceito de reatores de potência. Estes reatores, moderados a grafite e refrigerados a gás carbônico, utilizavam como combustível o urânio natural, sendo o revestimento composto por uma liga de magnésio, razão pela qual os reatores foram chamados Magnox. Uma segunda geração de reatores a gás foi desenvolvida na Inglaterra e denominou-se AGR (*Advanced Gas-cooled Reactor*) (DENT, 1967). A diferença básica entre a geração dos reatores tipo AGR e os reatores Magnox é o uso do aço inox no revestimento que contém as pastilhas de combustível deste último (KASTEN, 1978). Devido ao maior fator de absorção de nêutrons da nova liga do AGR, fêz-se necessário o uso de urânio levemente enriquecido para sua operação. Vários países desenvolveram e construíram projetos de reatores a gás de alta temperatura HTR, também designados HTGR (*High Temperature Gas Reactor*) ou MHTGR (ARNDT et al., 1989; SHERMAN et al., 1994). Assim, acumularam vasta experiência e dados de operação com histórico de sucesso em reatores de potência, ou em reatores de testes como o HTR-10, operado pela *Tsinghua University* e o HTTR, operado pelo JAERI (IAEA, 2003a). Alguns exemplos de reatores tipo HTR são mostrados na TAB. 9. Os principais países que utilizam micro partículas de grafite em seus reatores são apresentados na TAB. 10, juntamente com os dados do elemento combustível desses reatores, que podem ser em forma de pinos (reatores de blocos prismáticos) ou esferas (reatores do tipo leito de bolas ou seixos).

TABELA 9- Reatores refrigerados a gás de alta temperatura

	Peach Bottom I EUA (a)	Fort St. Vrain EUA(b)	HTR-10 China (c)	HTTR Japão (d)
Datas de operação	1966-1974	1966-1989	2003-	2000-
Temperatura do refrigerante (°C)	344/750	406/785	300/900	395/950
Pico de temperatura do combustível (°C)	1000	1260	1250	1250
Pressão do refrigerante (MPa)	2,5	4,8	3,0	4,0
Potência (MWt)	115	842	10	30
Combustível utilizado	UThC ₂ PyC	UThC ₂ TRISO	UO ₂ / TRISO	UO ₂ / TRISO
Combustível compactado em grafite em forma de	Barras “hollow”	Pinos “pin”	Esferas “pebbles”	Pinos “pin”

Fonte: (a) (b): MCEACHERN, 2002; TAYLOR, 2001;
(c) e (d): IAEA, 2003a.

TABELA 10- Principais características do elemento combustível dos reatores HTGR

	CHINA	RÚSSIA	JAPÃO	EUA
Elemento combustível	Esféricos		Blocos	
Quantidade de material físsil (%)	< 20	8	3,4 – 9,9	0,7 - 19,9
Diâmetro do núcleo TRISO (µm)	500	500	600	500 - 350
Fração por volume	4%	12% - 15%	30%	51 %
Número de partículas por pino ou esfera	8.300	13.000 – 16.000	13.500	3.700 – 6.500
Modelos	HTR-10	VGM	HTTR	MHR

Fonte: MCEACHERN, 2002.

Conforme a IAEA (2001), o conceito de reator tipo HTR, que lidera atualmente os projetos para aplicações secundárias, é o reator de quarta geração refrigerado a hélio, designado VHTR. A tecnologia para o VHTR está bem estabelecida e está sendo utilizada como base para várias iniciativas de P&D, ao longo do mundo como, por exemplo: PBMR (*Pebble Bed Modular Reactor, Eskom*), ANTARES (*AREVA New Technology based on Advanced gas-cooled Reactors for Energy Supply*), NHDD (*Nuclear Hydrogen Development and Demonstration-Kaeri*), GT-MHR (*Gas Turbine Modular Helium Reactor, GA*) e NGNP (*Next Generation Nuclear Plant-USDE*), entre outros (LABAR et al., 2003; HAYNER et al., 2004).

II.1.2.2- Reatores de alta temperatura refrigerados a sal fundido

Recentemente, os relatórios referentes ao ano fiscal de 2012 e as metas para o ano de 2013 dos Estados Unidos apresentaram, entre vários tópicos, a priorização de dois tipos de reatores, o reator rápido refrigerado a sódio (SFR) e o reator tipo VHTR. Dentro do conceito de Reatores de Alta Temperatura, uma linha de pesquisa sobre reatores refrigerados a sal fundido foi incluída para o ano de 2013. Os conceitos do programa de Reatores Avançados aumentaram significativamente os trabalhos em P & D sobre o reator de alta temperatura refrigerado a sal fundido, incluindo estudos de modelagem e materiais para comparar e analisar as opções de *design*. Neste sentido, está sendo desenvolvido um pequeno reator modular avançado de alta temperatura (SmaHTR) com base no projeto de um AHTR (ILAS et al., 2008; FORSBERG et al., 2004). Este reator recentemente obteve a nomenclatura de LS-VHTR (*Liquid Salted - Very High Temperature Reactor*) (INGERSOLL et al., 2007). Até a presente data, nenhum reator deste modelo foi construído.

II.2- Importância dos elementos transurânicos em reatores nucleares

Os reatores nucleares podem ser carregados com diferentes tipos e composições de combustível. O comportamento do combustível dependerá da matéria prima utilizada na composição e do decaimento dos actinídeos e produtos de fissão que este combustível produzir.

Actinídeos são o conjunto de 15 elementos radioativos com números atômicos entre o actínio (Ac, Z=89) e o laurêncio (Lw, Z=103). Juntamente com os lantanídeos, são conhecidos como metais de transição interna. Os actinídeos podem ainda ser divididos em elementos naturais e elementos transurânicos; os actinídeos naturais são: actínio (Ac, Z=89), tório (Th, Z=90), protactínio (Pa, Z=91) e urânio (U, Z=92). Os chamados transurânicos são: netúnio (Np, Z=93), plutônio (Pu, Z=94), amerício (Am, Z=95), cúrio (Cm, Z=96), berquélio (Bk, Z=97), califórnio (Cf, Z=98), einstéinio (Es, Z=99), férmio (Fm, Z=100), mendelévio (Md, Z=101), nobélio (No, Z=102) e laurêncio (Lw, Z=103).

Os elementos Np, Am e Cm são denominados actinídeos menores, por apresentarem-se em quantidades menores do que o urânio e plutônio, após a queima do combustível convencional UO₂, em reatores nucleares tipo LWR. A composição típica deste rejeito contém aproximadamente 94% de urânio, 5% de produtos de fissão, 1% de plutônio e 0,1% de actinídeos menores, dos quais aproximadamente 50% são de netúnio, 47% de amerício e 3% de cúrio.

O isótopo ^{235}U corresponde a 0,72% do urânio natural, sendo o único isótopo físsil por nêutrons térmicos que ocorre naturalmente. No entanto, três outros isótopos físeis de grande interesse como combustíveis são produzidos como resultado das reações nucleares que ocorrem dentro dos reatores, são eles: ^{233}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu . Estes isótopos fazem parte da cadeia do urânio e do tório natural (FIG. 8 e FIG. 9), que sofrem transmutação por reações de captura radiativa (n, γ), fissão por nêutrons térmicos (n, f) ou decaimento (β).

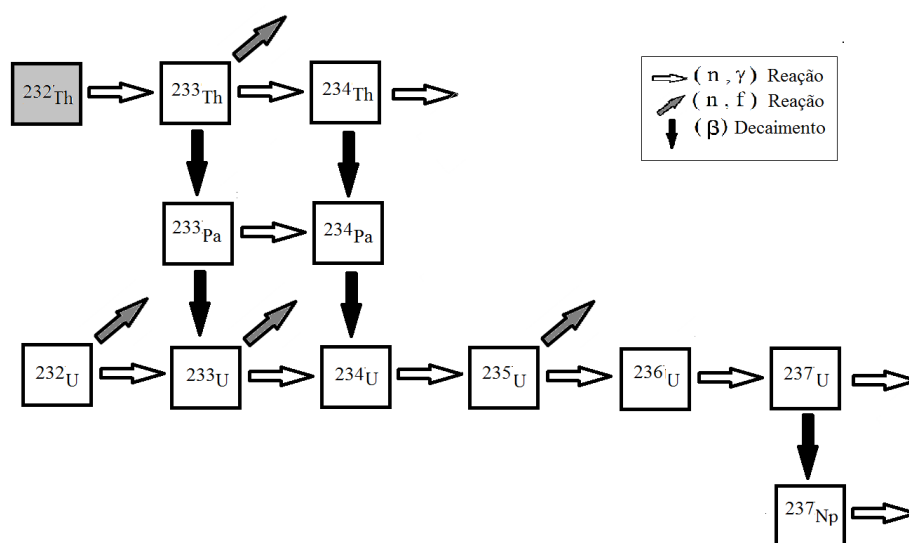


FIGURA 8- Esquema de reações nucleares possíveis a partir do isótopo ^{232}Th em um reator nuclear

Fonte: STACEY, 2007.

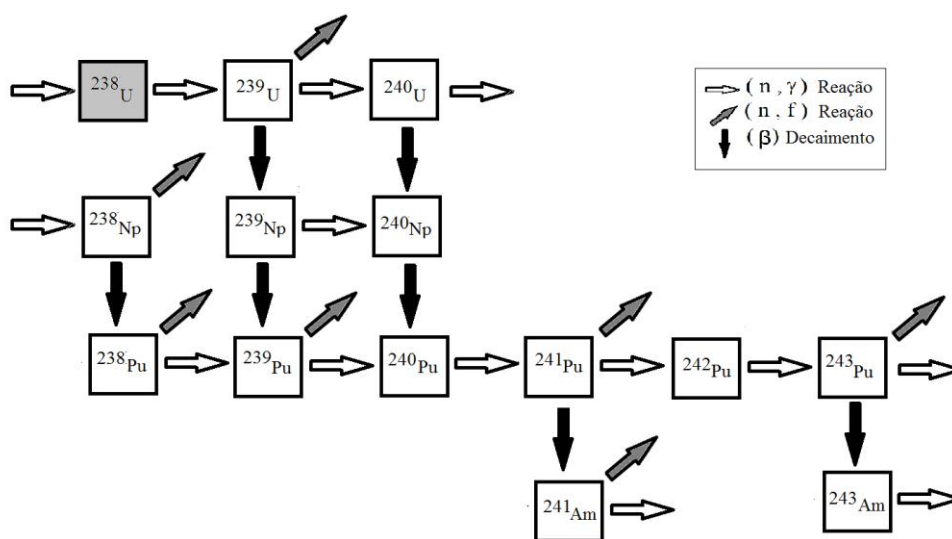


FIGURA 9- Esquema de reações nucleares possíveis a partir do isótopo ^{238}U em um reator nuclear

Fonte: STACEY, 2007.

Os isótopos de ^{239}Pu e ^{241}Pu surgem da irradiação do combustível fresco à base de urânio em reatores nucleares e o isótopo ^{233}U pode surgir na cadeia de reações do ^{232}Th . O esquema de formação do ^{233}U é mostrado na FIG. 10.

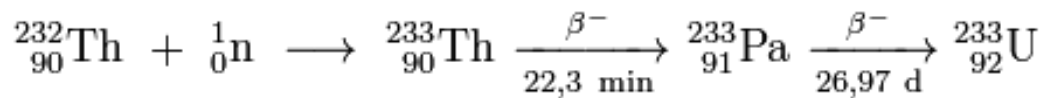


FIGURA 10- Esquema de reações no ^{232}Th gerando ^{233}U
Fonte: STACEY, 2007.

Os isótopos ^{235}U , ^{239}Pu e ^{233}U (TAB. 11), devido aos valores de suas seções de choque, sofrem fissão na faixa térmica. Porém, fissões na faixa rápida também ocorrem, mas em proporções relativamente pequenas (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976). As seções de choque dos principais isótopos físséis são mostradas na TAB. 11, a seguir.

TABELA 11- Seção de choque dos principais actínídeos físséis

Origem do nêutron produzido		^{235}U	^{239}Pu	^{233}U
Nêutrons produzidos	Nêutron térmico absorvido	1,9	1,8	2,2
Seção de choque microscópica (barn)	Captura radiativa (n, γ)	98,7	270,3	45,2
	Fissão (n,f)	588,1	747,4	531,2
Faixa térmica - 0,0253 eV	Total	698,9	1026	588,4
Seção de choque microscópica (barn)	Captura radiativa (n, γ)	$0,1 \times 10^{-6}$	$0,007 \times 10^{-6}$	$0,01 \times 10^{-6}$
	Fissão (n,f)	2,0	2,3	2,4
Faixa rápida - 14 MeV	Total	5,8	5,9	5,9

Fonte: KAERI, 2012.

Teoricamente, é possível gerar material físsil a uma taxa mais rápida do que este é consumido, quando o número de nêutrons produzidos em cada fissão é maior do que 2,0. Dos isótopos físséis ^{233}U , ^{235}U e ^{239}Pu (TAB. 11), apenas o ^{233}U possui valor de nêutrons produzidos maior do que 2,0 em um reator térmico. Já para o ^{239}Pu e o ^{235}U , o número de nêutrons produzidos por nêutron absorvido é inferior a 2,0 e a regeneração é praticamente impossível na faixa térmica. No evento da fissão de um isótopo, geralmente se produzem dois núcleos de massa intermediária e, em média, são liberados de dois a três nêutrons. Interessantemente, as massas dos dois produtos de fissão não são iguais à cerca de metade da massa do elemento fissionada, mas obedecem uma distribuição em massa, com picos entre 100 e 140 u., como mostrado na FIG. 11 (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976; STACEY, 2007).

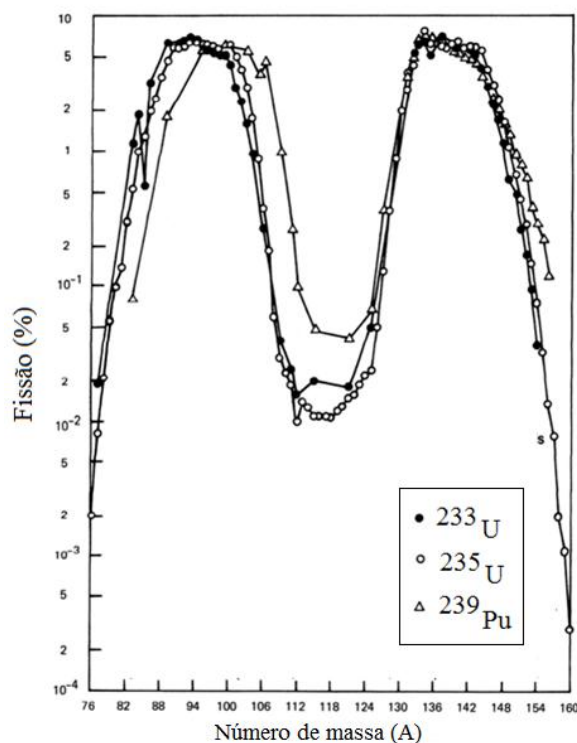


FIGURA 11- Distribuição da massa dos produtos de fissão do ^{235}U , ^{233}Th e ^{239}Pu
 Fonte: CROUCH; HARWELL, 1977.

II.3- Experiências sobre a utilização de combustível tório no Brasil

Os principais incentivos para o uso de tório em reatores nucleares no Brasil é a estimativa de grandes reservas de tório no país e a possibilidade de utilização de isótopos físseis do combustível de tório em reatores térmicos. Isso resultaria em uma melhor utilização das reservas de urânio no Brasil, bem como na redução dos custos referentes ao enriquecimento de urânio. No passado foram desenvolvidas importantes atividades no Brasil visando à introdução do ciclo-tório para produção de energia em reatores nucleares. Estas atividades foram desenvolvidas por diferentes instituições, em âmbito de estreita cooperação com parceiros internacionais (PINHEIRO, 2002).

A primeira iniciativa foi denominada Projeto Toruna, um dos projetos brasileiros que esteve a cargo do Instituto de Pesquisas Radioativas (IPR), em Belo Horizonte, mais tarde renomeado Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). O projeto Toruna foi desenvolvido pelo chamado Grupo do Tório, no âmbito de um acordo de cooperação com o Comissariado Francês, a *l'Energie Atomique* (CEA). O projeto foi motivado pela expectativa de um estudo em longo prazo sobre os requisitos para fabricação de um combustível para o primeiro reator de potência brasileiro, criado pela Presidência da República em 1965 e coordenado pela

Comissão de Energia Nuclear Nacional (CNEN). Este projeto era ambicioso e visava o desenvolvimento de um reator de água pesada pressurizada. Os estudos da primeira fase foram encerrados com conclusões positivas e recomendações que levaram à continuidade do projeto. A segunda fase foi orientada para o projeto conceitual do reator alimentado a urânio natural e se fazia necessária a produção de material físsil (plutônio) para o arranque do ciclo do combustível de tório. Este projeto contemplou um grande esforço em pesquisa e desenvolvimento em diferentes áreas, tais como a tecnologia em combustível, a física do núcleo do reator, hidráulica, *design* do vaso do reator, materiais e testes de componentes e economia em todo o ciclo do combustível. A formação e capacitação de pessoal tinha um grande incentivo e várias instalações e laboratórios foram projetados e implementados no IPR. O Circuito Térmico-hidráulico experimental (CT1) e o Laboratório de Combustíveis e Materiais. A última fase deste projeto não foi implementada, devido à decisão de se adotar um reator de água leve pressurizada (PWR) para a primeira usina de energia nuclear brasileira. Mas, mesmo com sua extinção, as atividades desenvolvidas para o projeto Toruna podem ser consideradas como importantes contribuições para a gênese do programa nuclear brasileiro.

Um segundo projeto foi desenvolvido no âmbito de um acordo de cooperação entre Brasil e Alemanha, para analisar e comprovar a utilização do tório em PWR. Este projeto consistia na fabricação, teste e qualificação do elemento combustível à base de $(Th,U)O_2$ e $(Th,Pu)O_2$ em um PWR em diferentes ciclos de combustível de tório. A transferência de tecnologia através de trabalho conjunto sobre as diferentes tarefas era outro grande objetivo do programa. A primeira fase foi concluída em 1983, mas infelizmente o programa foi encerrado em meados de 1988, na segunda fase, antes de entrar na fase de demonstração com um rolamento de combustível $(Th,U)O_2$, montagem e teste em um reator PWR comercial (Angra 1). A respeito do desenvolvimento de tecnologia para os novos tipos de combustível, os objetivos do programa foram alcançados. No entanto, a qualificação de Th / Pu combustível, bem como o fechamento do ciclo do combustível exigiriam um esforço substancialmente maior. Pelos trabalhos que foram realizados, o programa brasileiro-alemão concluiu que a utilização de tório em PWRs apresenta-se como uma opção de longo prazo. Concluiu-se que a aplicação mais atrativa do combustível tório é seu uso em conjunto com a reciclagem de plutônio para uma queima prolongada ao longo do ciclo de combustível.

Um dos principais resultados desta procura de *know-how* foi o desenvolvimento relacionado à tecnologia em reatores moderados e refrigerados a água, o que tornou possível dar um forte apoio para o programa de implementação das usinas brasileiras. Um dos resultados mais frutíferos deste programa foi a formação de uma equipe de funcionários altamente

qualificada em diferentes aspectos da análise de projeto de usinas nucleares, mais tarde solicitados por diferentes organizações envolvidas na implementação das centrais nucleares do programa nuclear brasileiro (PINHEIRO, 2002).

A energia nuclear é uma opção a ser considerada, pois as reservas brasileiras de urânio e tório, se totalmente utilizadas, são de longe a maior fonte de energia não renovável disponível, não só no Brasil, mas em todo o mundo. Uma das barreiras para a introdução do ciclo de combustível utilizando-se o tório no Brasil é a necessidade da escolha de uma estratégia completa para escolha do material físsil a ser produzido. Isto significa que são necessárias capacidade e autonomia para a produção de urânio enriquecido ou a implementação de usinas de reprocessamento. Ambas as alternativas possuem uma série de dificuldades, que podem ser resumidas em desenvolvimento de tecnologia, investimento de capital elevado e política de não proliferação. A este respeito, vale mencionar que a política de energia nuclear no Brasil está seguindo as recomendações da Comissão de Avaliação do Programa Nuclear Brasileiro, criada em 1986 por um Decreto do Presidente da República (PINHEIRO, 2002).

II.4- Reprocessamento e reciclagem do combustível nuclear

II.4.1- Estratégias e gerenciamento do rejeito nuclear

Um dos objetivos deste trabalho é estudar alternativas para o destino do rejeito nuclear. É preciso não apenas criar opções para o tratamento do material gerado como também diminuir a geração de rejeito. O ciclo da maioria dos reatores utiliza com sucesso o óxido de urânio UO_2 como combustível. Porém, o urânio possui vários isótopos pesados denominados transurânicos (TRU), gerados em sua cadeia de decaimento, como mostrado na FIG. 9. Logo, um ciclo contendo elementos transurânicos como combustível e que transmute TRU paralelamente torna-se muito adequado a um cenário mais sustentável. Um dos elementos que pode se adequar a esta proposta é o tório natural, o qual será estudado nesta tese.

O combustível irradiado pode ser reprocessado para recuperar isótopos físseis e férteis, a fim de fornecer matéria prima para as atuais e futuras usinas nucleares. França, Rússia e Japão entre outros, possuem uma política para reprocessar combustível nuclear irradiado, apesar de as tendências governamentais mundiais lideradas pelos Estados Unidos não terem feito ainda uma total opção pelo reprocessamento e sim pela estocagem do combustível irradiado (FORSBERG, 2006).

A principal razão utilizada pelos países que fazem uso do reprocessamento do combustível queimado tem sido a de recuperar o urânio e o plutônio, de forma a fechar o ciclo do combustível e fazer uso do potencial energético contido nestes isótopos (ALAJO et al., 2011).

Uma razão secundária, consequência direta do reprocessamento, é reduzir o volume de material a ser estocado como resíduos de alto nível (HLW) para cerca de um quinto da quantidade atual alcançada, além de diminuir o tempo para que o nível de radiotoxicidade fique abaixo do valor do urânio natural de milhares de anos para centenas de anos (OECD, 2008). A diferença da radiotoxicidade relativa do rejeito não-transmutado, rejeito transmutado e minério de urânio natural é apresentada na FIG. 12, a seguir. Os principais radionuclídeos artificiais gerados em reatores nucleares, seu modo de decaimento e sua meia-vida são mostrados na TAB. 12.

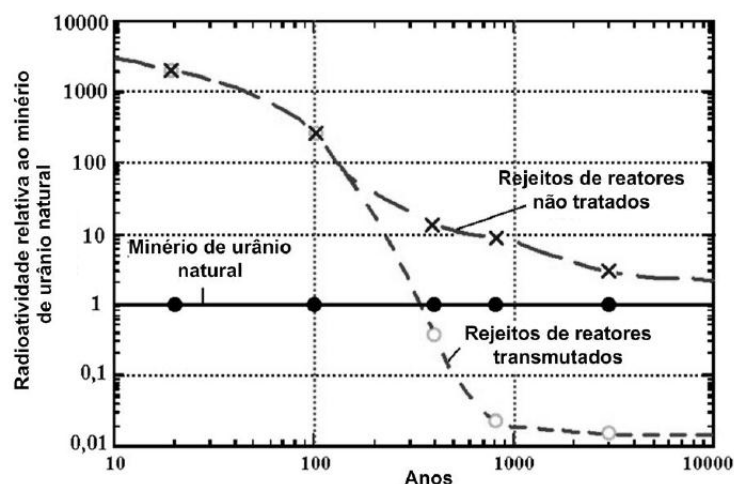


FIGURA 12- Redução da radioatividade do rejeito transmutado sobre o urânio natural
Fonte: GUIMARÃES; MATTOS, 2011.

Na última década houve um aumento no interesse em recuperar não somente o urânio e/ou plutônio, mas também os actinídeos menores, além de produtos de fissão de interesse econômico. Estes produtos de fissão possuem outras finalidades como, por exemplo, a indústria de radioisótopos voltados para uso médico. Os isótopos de meia vida média ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{95}Zr , ^{125}Sb , ^{60}Co , ^{154}Eu , ^{155}Eu , ^{90}Sr , ^{95}Nb e os de meia vida longa (LLFP) ^{129}I e ^{99}Tc são exemplos de nuclídeos economicamente valiosos. Assim, a combinação de reprocessamento seguido de reciclagem deve ser vista como uma fase intermediária de todo desenvolvimento que envolve energia nuclear. Exclusivamente com relação ao minério de urânio, pode-se observar que o histórico da oferta de matéria físsil de fonte primária nos dias atuais ainda não superou totalmente a demanda dos reatores. As projeções para 2030 sinalizam para um cenário preocupante, se não forem tomadas decisões em tempo hábil, como se pode observar na FIG. 13.

TABELA 12- Principais radionuclídeos artificiais gerados nos reatores, modo de decaimento e meia-vida

Isótopo	Decaimento	Meia vida	Isótopo	Decaimento	Meia vida
³ H	β	12,26 a	¹³³ I	β	20,8 h
⁷ Be	CE	53,29 d	¹³³ Xe	β	5,25 d
¹⁴ C	β	5370 a	¹³⁴ Cs	β	2,065 a
⁷⁹ Se	β + TI(γ)	1,1 x 10 ⁶ a	¹³⁵ Cs	β + TI(γ)	2,3 x 10 ⁶ a
⁸⁵ Kr	β	10,72 a	¹³⁶ Cs	β	13,1 d
⁸⁷ Rb	β	4,9 x 10 ¹⁰ a	¹³⁷ Cs	β	30,17 a
⁸⁹ Sr	β	50,52 d	²¹⁰ Pb	β	19,4 a
⁹⁰ Sr	β	29 a	²²² Rn	α	3,82 d
⁹¹ Y	β	58,8 d	²³¹ Pa	α	3,27 x 10 ⁴ a
⁹³ Zr	β	1,53 x 10 ⁶ a	²³² Th	α	1,41 x 10 ¹⁰ a
⁹⁵ Zr	β	64 d	²³⁵ U	α	7,04 x 10 ⁸ a
⁹⁵ Nb	β	53 d	²³⁷ Np	α	2,14 x 10 ⁶ a
⁹⁹ Tc	β	2,13 x 10 ⁵ a	²³⁸ U	α	4,46 x 10 ⁹ a
¹⁰⁶ Ru	β	372 d	²³⁸ Pu	α	87,7 a
¹⁰⁷ Pd	β + TI(γ)	6,5 x 10 ⁶ a	²³⁹ Pu	α	2,41 x 10 ⁴ a
^{110m} Ag	β + TI(γ)	249,8 d	²⁴⁰ Pu	α	6537 a
^{115m} Cd	β	44,6 d	²⁴¹ Pu	β	14,4 a
^{125m} Te	TI(γ)	58 d	²⁴¹ Am	α	432,2 a
¹²⁵ I	CE	59,9 d	²⁴² Pu	α	3,74 x 10 ⁵ a
¹²⁶ Sn	β	2,3 x 10 ⁵ a	^{242m} Am	α + TI(γ)	141 a
¹²⁷ Sb	β	3,84 d	²⁴² Cm	α + TI(γ)	163 d
¹²⁹ I	β	1,6 x 10 ⁷ a	²⁴³ Am	α	7360 a
¹³¹ I	β	8,04 d	²⁴³ Cm	α	30 a
^{131m} Xe	TI(γ)	11,92 d	²⁴⁴ Cm	α	18 a
¹³² Te	β	78,2 h	²⁴⁵ Cm	α	8500 a
^{132m} I	β + TI(γ)	83 m	²⁴⁴ Pu	α	8,1 x 10 ⁷ a

Fonte: FIRESTONE; EKSTRÖM, 2004.

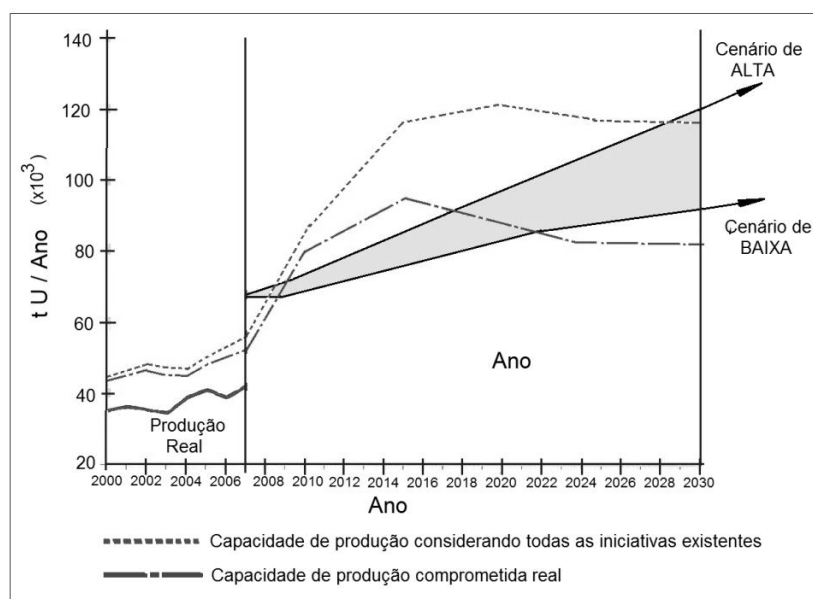


FIGURA 13- Projeção da capacidade mundial de produção urânio e sua demanda para 2030
 Fonte: adaptado de GUIMARÃES et al., 2010.

Como pode ser observado na FIG. 13, de acordo com projeções da OCDE (2008) para geração de eletricidade mundial, existem dois cenários de demanda para 2030, um cenário de baixa (93.775 tU) e um cenário de alta demanda de urânio (121.995 tU). A capacidade de produção comprometida de urânio deverá manter a demanda, conforme mostram projeções recentes, até 2017. Porém, considerando o cenário de baixa e o cenário de alta demanda, a capacidade de produção comprometida mostra-se inferior, entre 2017 e 2030, de acordo com dados relatados pelas empresas mundiais fornecedoras de matéria prima (OECD, 2008). Já a projeção da capacidade de produção levando em conta todo o estoque comprometido mais o desenvolvimento, instalação e aplicação de todos os projetos existentes, poderá suprir com sobra a demanda do cenário de baixa e praticamente todo cenário de alta demanda (GUIMARÃES et al., 2010). Estas projeções demonstram que são necessários estudos minuciosos e decisões antecipadas por parte dos órgãos responsáveis pelo fornecimento de energia de seus países. Isto porque os cenários apresentam pequenas margens no cálculo entre demanda e oferta, mesmo para as projeções mais otimistas (AEO, 2012; PNE2030, 2008). Além disso, o fornecimento de fontes secundárias provenientes do reprocessamento e reciclagem deve permanecer como uma opção de suporte ao urânio ou como uma opção economicamente favorável, que dependerá do preço que a prospecção do urânio obtiver no futuro. Estes cenários e projeções apontam para uma necessidade, a médio e em longo prazo, de estudos de reatores que possam receber combustíveis reprocessados e que sejam capazes de incinerar os elementos transurânicos provenientes deste combustível (LENNOX et al., 2007; TSVETKOV et al., 2010b).

II.4.2- Ciclos do combustível nuclear reprocessado

Atualmente, o combustível irradiado em um reator nuclear é, na sua maioria, tratado como rejeito e não é reprocessado. Quando o combustível usado é removido do núcleo do reator, é muito quente e radioativo, logo deve ser refrigerado e protegido do público. No final da vida do combustível (EOL), depois do período de armazenamento e resfriamento em piscinas, geralmente próximo ao núcleo do reator dentro da usina, o combustível pode ser então colocado em um depósito de resíduos em uma área geologicamente estável. Esta estratégia é denominada ciclo aberto do combustível nuclear. As principais etapas do ciclo aberto são mostradas na FIG. 14.

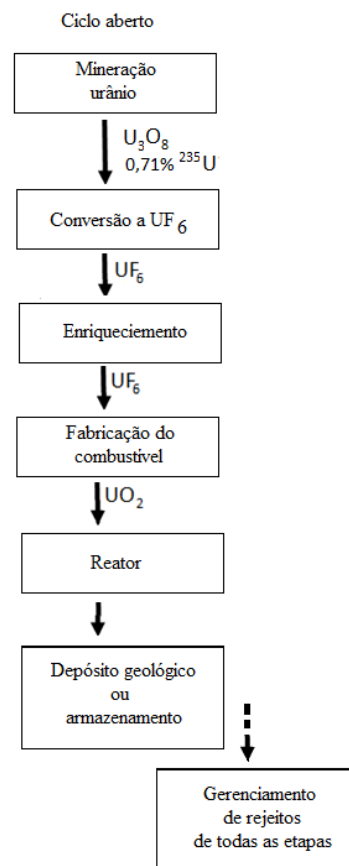


FIGURA 14- Fluxograma do ciclo aberto de combustível

Nosso estudo faz uso de combustível reprocessado, logo está inserido no contexto do ciclo fechado do combustível nuclear. O ciclo fechado possui as mesmas etapas do ciclo aberto e diferencia-se e caracteriza-se pela presença do reprocessamento e reciclagem do material recuperado dos reatores de potência, como mostra a FIG. 15. O reprocessamento do combustível não possui um processo único, tendo assim vários processos que podem ser abordados conforme

a estratégia a ser adotada para a fabricação do combustível MOX (*Mixed-OXide*), que consiste em uma mistura de isótopos físséis à base de óxidos (IAEA, 2003b). A rigor, todo combustível que é feito dos materiais físséis urânio e plutônio pode ser classificado como MOX. Neste estudo, este termo será ampliado e usado para toda matriz que utiliza material transurânico reprocessado, ou seja: U, Pu, Am, Cm e Np.

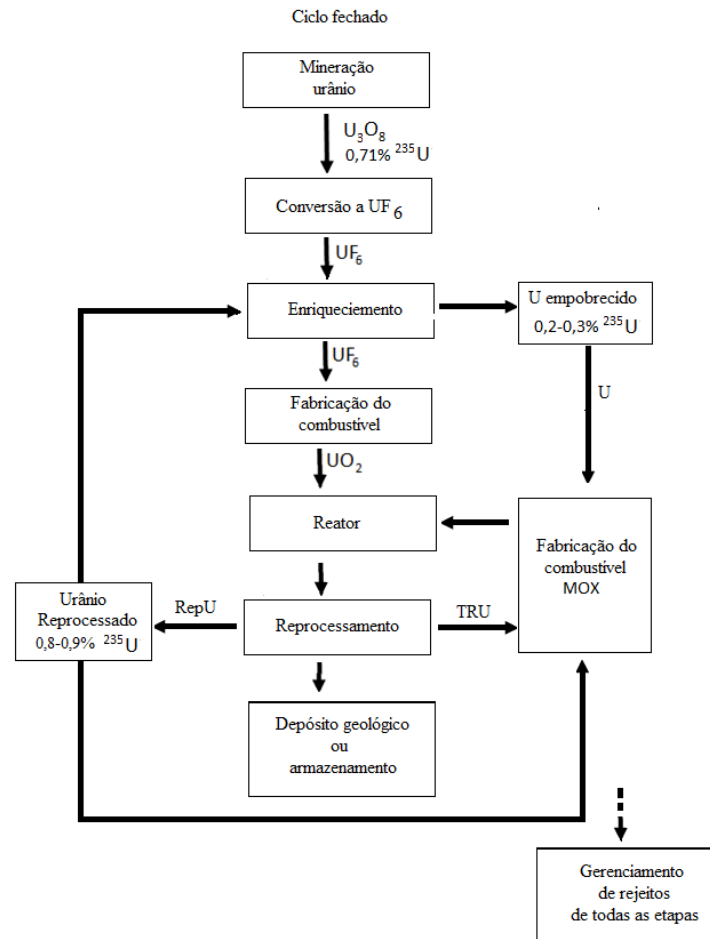


FIGURA 15- Fluxograma do ciclo fechado de combustível

II.4.3- Reprocessamento e reciclagem

II.4.3.1- Métodos de reprocessamento

O reprocessamento foi originalmente desenvolvido para recuperar plutônio para fabricação de armas nucleares a partir de combustível de urânio metálico durante a década de 40 em reatores rápidos. Após a fase bélica do uso do plutônio, o reprocessamento tinha dois destinos para o uso do combustível MOX. O primeiro objetivo era o uso do MOX em reatores térmicos de água leve e/ou água pesada, para geração de eletricidade. O segundo era o uso do

combustível reprocessado em reatores rápidos regeneradores. As técnicas de reprocessamento podem ser classificadas conforme o meio que o material está envolvido. Nas primeiras décadas da era do reprocessamento, o plutônio foi utilizado na Bélgica, França, Alemanha, Inglaterra, Índia, Japão e Rússia como combustível na forma de óxido em reatores regeneradores. Sua comercialização em grande escala foi inicialmente prevista para a década de 1990, mas até os dias atuais, devido a problemas de segurança, não ocorreu.

Poucos países desenvolveram e aplicaram tecnologia de reprocessamento em suas estratégias nacionais. França e Japão lideravam este grupo, mas após a decisão do Japão de desligamento de todas suas usinas em 2011 para averiguações, com religamento quase total em 2012, o reprocessamento tornou-se uma diretriz política delicada na posição japonesa diante da energia nuclear. Todavia, chamou a atenção mundial sobre o gerenciamento de seus estoques de material nuclear de todas as naturezas. Vale a pena ressaltar que a Alemanha também fez a opção pelo não uso da energia nuclear em seu território. Os Estados Unidos, apesar do grande número de usinas, ainda não consideraram definitivamente o reprocessamento como uma opção estratégica. Recentemente, no ano de 2011, os Estados Unidos sinalizaram para construção de uma planta de reprocessamento no valor de 4,5 bilhões de dólares no estado da Carolina do Norte, para ter início em 2016. Porém, a decisão final sobre o depósito geológico de Yucca Mountain e as diretrizes para o correto armazenamento do rejeito nuclear ainda não foram tomadas (SCOWCROFT et al., 2012). Existem várias formas de reprocessamento descritas na literatura e estes processos utilizam diferentes técnicas, como via úmida ou a seco e diferentes misturas dos produtos de fissão a serem obtidas no final do processo. Alguns dos mais importantes processos de reprocessamento são descritos a seguir.

II.4.3.2- Método aquoso PUREX

O método PUREX (FIG. 16) realiza a extração dos isótopos de urânio e plutônio através da técnica de extração por solventes orgânicos. O processo utiliza-se da boa solubilidade do nitrato de urânio e da baixa solubilidade dos produtos de fissão e do nitrato de plutônio (III) (HANDBOOK, 1993). Inicialmente, faz-se uma primeira descontaminação, separando-se os produtos de fissão (PF), extraíndo-se o urânio e plutônio em uma fase orgânica, utilizando uma solução de tri-n-butil fosfato (TBP) a 30% em querosene.

Em seguida ocorre a etapa de partição, ou seja, reduz-se o plutônio (IV) e (VI) a plutônio (III) através de reação com sulfanato de ferro. Como o plutônio (III) tem pouca afinidade com o extrator orgânico, este passa para a fase aquosa, sendo, assim, separado do urânio.

A seguir, o fluxo com plutônio é submetido à oxidação com nitrato de sódio, tornando-se novamente plutônio hexavalente (VI). Os dois produtos apresentam, no final do processo de extração, fator de remoção dos isótopos de 99,9%, com um fator de descontaminação de 10^8 para o plutônio e 10^7 para o urânio (YAMAURA, 1999).

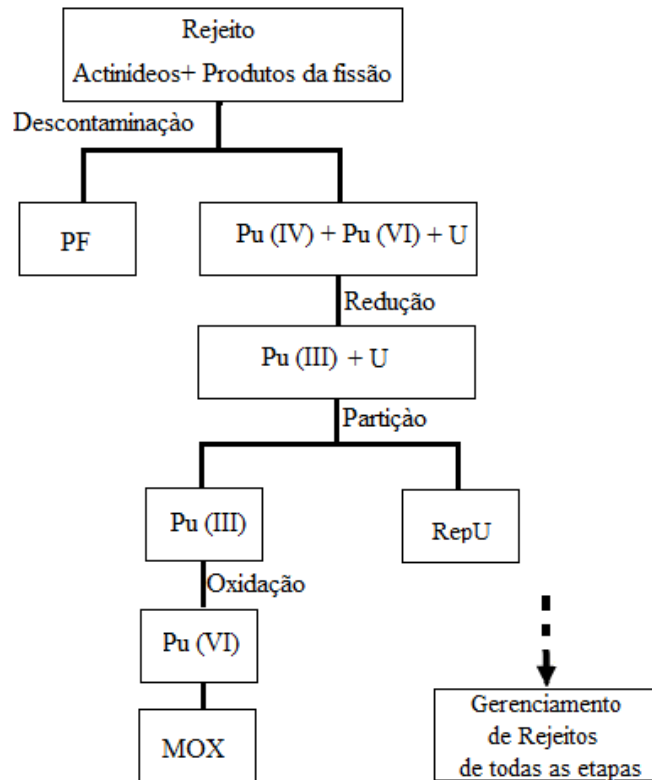


FIGURA 16- Fluxograma do processo PUREX

II.4.3.3- Método aquoso CHELOX

O método de reprocessamento denominado CHELOX surgiu devido à crescente preocupação com o rejeito gerado pelos reatores nucleares e pelos processos de reciclagem do mesmo. Este método de reprocessamento faz parte de uma nova proposta para o ciclo do combustível, designado APEX. O principal objetivo é minimizar ao máximo a massa de material de longo tempo de estocagem através de separação e reciclagem dos elementos transurânicos (Pu, Am, Cm e Np) e produtos de fissão de longa vida (LLFP) para a produção do MOX, juntamente com o urânio recuperado. Os elementos TRU e LLFP, além dos produtos estáveis (SFP) e aqueles com meias-vidas inferiores a dois anos (SLFP), são separados por destilação no processo (KEISCH et al., 1986; STEINBERG et al., 1981).

O reprocessamento CHELOX (FIG. 17) baseia-se no uso de um agente orgânico quelante denominado *fod*, que é recuperado por redução com hidrogênio no final do processo, para extrair seletivamente os transurânicos e produtos de fissão do combustível irradiado. O quelante não tem afinidade química com o UO_2 , mas se solubiliza com os demais constituintes do rejeito. A mistura contendo os elementos arrastados pelo quelante é, então, submetida a uma série de destilações fracionadas que, por diferença de volatilidade, que se encontra na ordem de 10^4 , separará os diferentes isótopos. Primeiramente se separa o urânio e, em outra etapa, o plutônio e os actínídeos menores serão separados dos produtos de fissão de meia-vida curta e longa, para a constituição do combustível nuclear.

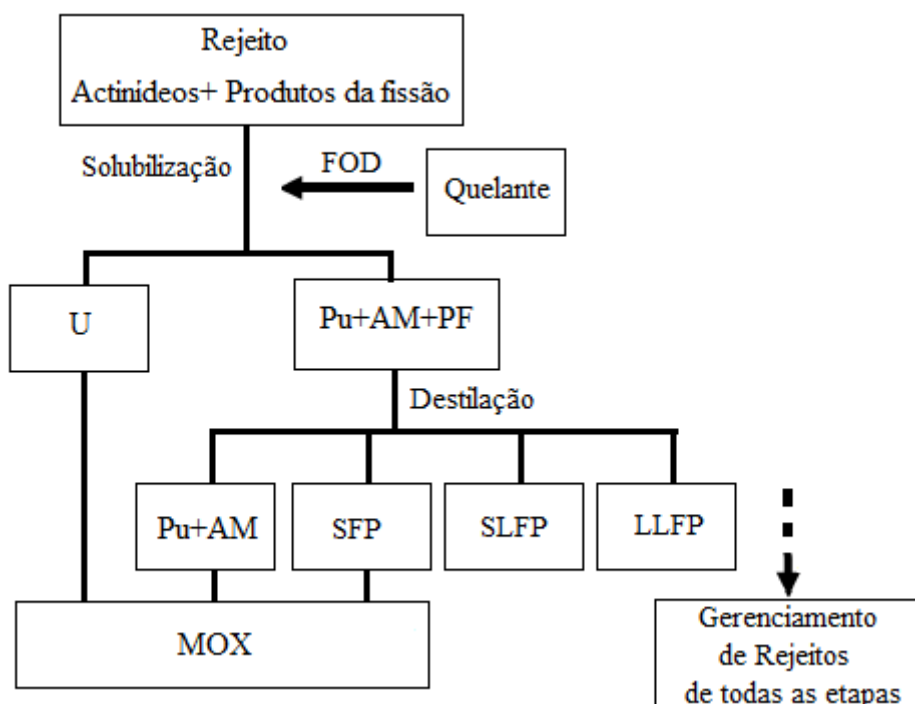


FIGURA 17- Fluxograma do processo CHELOX

II.4.3.4- Método a seco AIROX

Entre os tipos de reprocessamento de baixo nível de descontaminação, o método a seco, AIROX (*Atomic International Reduction and Oxidation*) (FIG. 18), é o que apresenta melhores resultados. O processo baseia-se em reações termoquímicas para separar produtos de fissão voláteis do combustível irradiado (JAHSHAN et al., 1994; TRIPP et al., 2011).

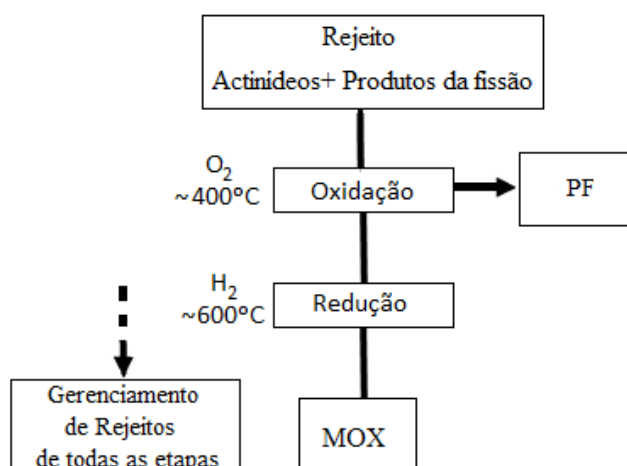


FIGURA 18- Fluxograma do processo AIOX

A primeira fase do processo consiste em oxidar o UO_2 em U_3O_8 , submetendo o rejeito à presença de oxigênio a $400\text{ }^\circ\text{C}$; para isto, as varetas são cortadas em pedaços de 1,25 cm. A oxidação acarreta um aumento do volume do material, ocasionando a ruptura do revestimento e o estilhaçamento do combustível permitindo o escape de elementos gasosos e a separação dos PF por volatilização. Para o aproveitamento deste material para a fabricação do MOX, faz-se a redução do U_3O_8 novamente a UO_2 na presença de hidrogênio a $600\text{ }^\circ\text{C}$. O processo AIOX, obtém uma remoção, em média, de 100 % de trítio, criptônio, xenônio, iodo e carbono, 90 % de césio e rutênio e 75 % de telúrio e cádmio. A maioria dos trabalhos utilizam o reprocessamento AIOX para fabricar UO_2 e PuO_2 , com material proveniente de armas nucleares (*Weapons Grades* - WG) (JAHSHAN et al., 1994).

II.4.3.5- Método UREX+

O processo UREX+ (URanium EXtration) (FIG. 19) vem sendo desenvolvido pelo laboratório ARGONE (EUA). Este método envolve basicamente cinco etapas de extração por solventes (VANDERGRIFT et al., 2004; PIET et al., 2010). Na primeira etapa, o Tc e U são recuperados juntos e, em uma fase subsequente, são separados. O Cs e Sr são removidos do fluxo aquoso em uma segunda etapa. Durante a terceira etapa o Pu e Np são separados da fase antecedente e reciclados para produção do MOX, juntamente com o urânio da primeira fase. Como no processo de co-processamento, o UREX+ fornece a possibilidade de separação dos actinídeos. Nesta técnica, o Am, Cm, Ru, Zr, Nd e Ce são extraídos na fase final do processo. Este método recupera aproximadamente uma fração de 99,95% de U, 95% de Tc, 6% de Cs, 99% de Sr, 99,50% de Pu, 71% de Np, 98% de Am e 79% de Cm.

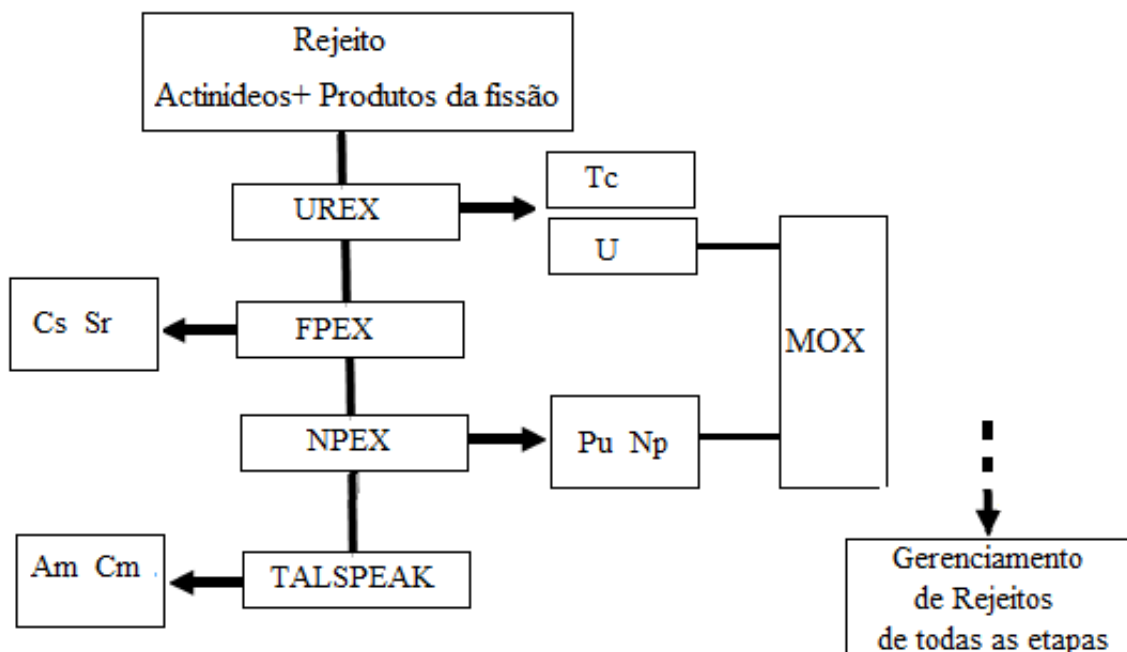


FIGURA 19- Etapas do processo UREX+

II.4.3.6- Método COEx, DIAMEX e GANEx

A empresa Areva e Comissariado de Energia Atômica, ambos franceses, desenvolveram três processos com base na extensa experiência francesa com o método PUREX. São eles o COEX, DIAMEX-Sanex e, recentemente, o GANEX. O método de co-processamento COEX (FIG. 20) é uma adaptação do processo PUREX feita com o objetivo de remover o caráter proliferante do processo, além da extração de actínídeos no final do processo (PAVIET-HARTMANN et al., 2011). POBERESKIN *et al.*(1978) propôs um processo com a meta de recuperar 99,9% do isótopo de urânio e actínídeos, com um percentual de purificação dos produtos de fissão de 99,5%.

O co-processamento é feito através da extração conjunta do elemento urânio, plutônio e netúnio em uma primeira fase do processo e os demais actínídeos são separados em outra fase, sem haver a separação do plutônio em qualquer etapa do processo.

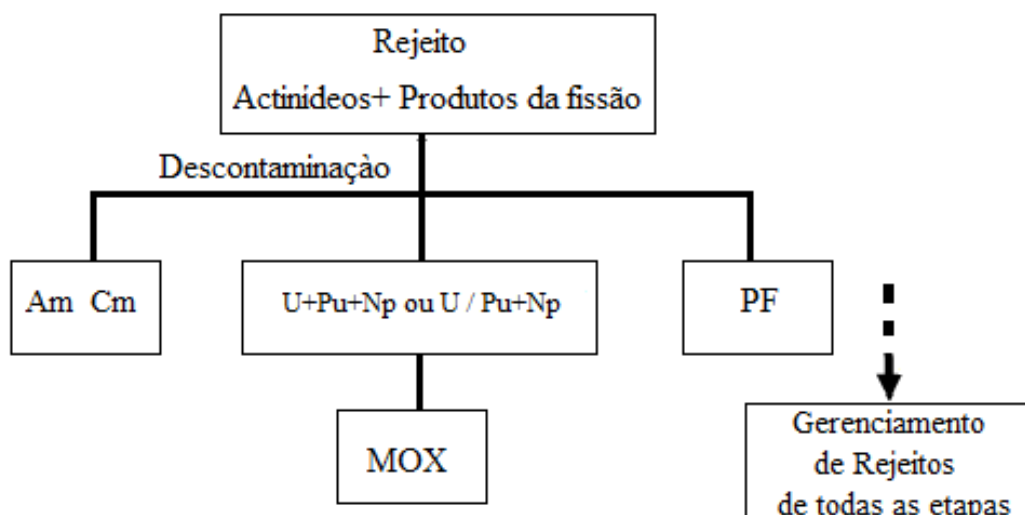


FIGURA 20- Fluxograma do processo de coprocessamento COEX

Outro processo baseado no COEX, o método DIAMEX-Sanex, envolve a separação seletiva de radionuclídeos de vida longa, separando o urânio, plutônio e netúnio em uma fase do processo e o Am em outra, com foco na separação do Am e Cm de outros produtos de fissão de vida curta (WARIN et al., 2010).

Recentemente, outro método baseado no *know how* foi desenvolvido pelos métodos COEX e DIAMEX e se caracteriza pela extração agrupada de actinídeos, denominada GANEX (FIG. 21). O GANEX utiliza a metodologia dos processos anteriores com a diferença que os isótopos não são recuperados separadamente. Neste método, precipita-se o urânio em uma primeira etapa, separando-o dos actinídeos menores, plutônio e os produtos de fissão. Em uma segunda fase, os PF são separados deixando uma mistura de actinídeos menores e plutônio. O urânio, o plutônio e os actinídeos menores são então agrupados para formar matéria prima não proliferante para novos combustíveis.

A utilização do método GANEX está sendo pesquisada na planta de reprocessamento Atalante, na cidade de Marcoule, França (WARIN, 2008). Esta planta iniciou suas operações em 1992, para consolidar a pesquisa de reprocessamento e reciclagem do combustível nuclear, em uma iniciativa conjunta Franco-Japonesa-americana. Em 2013, espera-se ter demonstrado o processo GANEX e a fabricação de pinos de combustível de óxido combinando U, Pu, Am, Np e Cm. Uma segunda iniciativa sem a utilização do cúrio também está sendo avaliada nas instalações de La Hague, França. Espera-se que, a partir de 2020, estes combustíveis sejam irradiados no reator rápido Monju, no Japão (MIGUIRDITCHIAN et al., 2007).

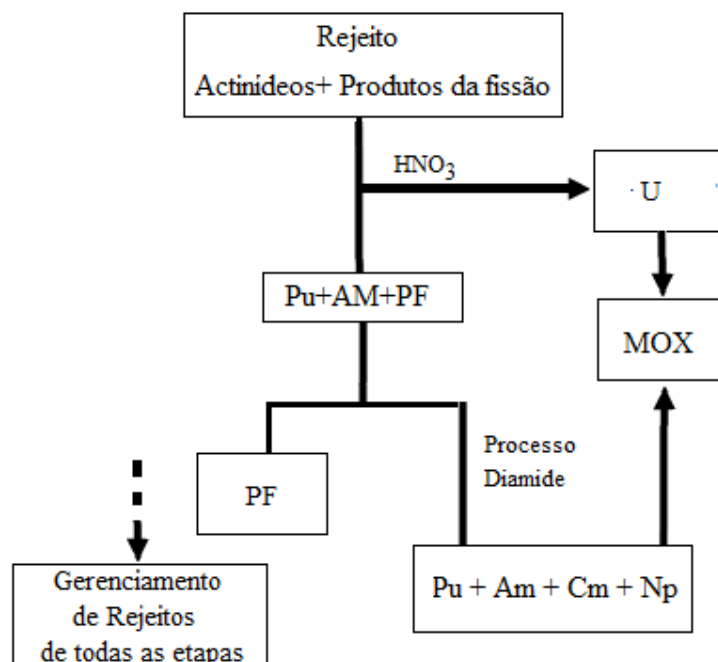


FIGURA 21- Fluxograma do processo GANEX

A composição isotópica dos combustíveis MOX fabricados nas plantas de reprocessamento varia muito com sua origem e com o tempo de irradiação no reator de origem.

Pode-se observar nos tópicos anteriores que há diferentes métodos de separação dos isótopos do rejeito nuclear. Mas uma vez separados por qualquer dos métodos citados, estes produtos devem ser encaminhados para uma instalação para serem reutilizados como combustível reprocessado. As plantas de fabricação do combustível MOX são projetadas para um limite máximo de atividade de acordo com a blindagem que as instalações oferecem. Esse limite é determinado pelo teor de ^{241}Am e o tempo de estocagem do plutônio a ser processado. Tecnologias de automatização dos processos e as operações por controle remoto podem aumentar significativamente este tempo de estocagem. Um exemplo de sucesso é a planta francesa MELOX, que operará com um conteúdo máximo de 30.000 ppm de ^{241}Am , contra cerca de 15.000 ppm na planta CFCa (HAAS et al., 1994).

Entre os processos descritos, nem todos serão empregados nesta tese, devido a dados insuficientes na literatura (por exemplo, o GANEX), por não serem diretamente aplicáveis quando confrontados com a proposta deste estudo ou por não terem claramente um caráter não-proliferante (por exemplo, o PUREX). Neste trabalho foram utilizados os valores de separação obtidos pelo processo UREx+, ou seja, 99,50% de Pu, 98,00% de Am, 71,00% de Np e 79,00% de Cm recuperado. A metodologia de obtenção do combustível encontra-se no memorial de cálculo, Apêndice A.

II.4.3.7- Combustível de óxidos mistos / MOX

Após separação do material de interesse dos rejeitos provenientes dos reatores nucleares e seu reprocessamento, faz-se necessário o uso de técnicas seguras para a produção do combustível MOX. Ressalta-se que matrizes de material recicladas necessitam de atenção especial devido aos níveis de ^{241}Am presentes, decorrentes do decaimento do ^{241}Pu durante o tempo de estocagem depois do reprocessamento, para uma produção segura em todas as etapas de fabricação do combustível (BAIRIOT et al., 1984).

Os processos de fabricação mais utilizados atualmente são o MIMAS (*Micronized Master Blend*) e COCA (*Cobroyage Cadarache*) (IAEA, 2003b). Esses processos diferenciam-se basicamente pela forma de se misturar os óxidos que constituirão o futuro combustível. O processo COCA foi escolhido pela equipe França-Alemanha-Rússia para disposição da grade de plutônio (WGpu) russo, para uso na planta de fabricação DEMOX. A planta de reprocessamento MELOX utiliza o processo MIMAS, que consiste na micronização do PuO_2 e UO_2 para formarem uma mistura inicial denominada *master blend*. Esta mistura posteriormente poderá ser diluída mecanicamente com U natural, U empobrecido ou tório natural, até atingir o teor de material físsil desejado. O plutônio proveniente do reprocessamento e reciclagem do combustível queimado nos reatores tipo LWR deve-se manter misturado com os demais actínídeos em todas as etapas do processo, de modo a manter o caráter não-proliferante desta estratégia para um ciclo fechado do combustível nuclear (KASEMEYER et al., 1993). A planta de HANAU na Alemanha adota este mesmo processo com o nome de OCOM. A planta francesa CFCa utiliza o processo COCA, que se diferencia do MIMAS pela mistura final e moagem dos óxidos para a diluição em uma única etapa. As etapas finais dos dois métodos, que são a sinterização das pastilhas, montagem das varetas e dos elementos combustíveis, são iguais às utilizadas na fabricação do combustível frescos de UO_2 (DIEVOET et al., 1990).

O combustível MOX comporta-se fisicamente como os combustíveis frescos de UO_2 , mas pequenas modificações e ajustes são necessários no projeto de um reator que utilizará este combustível. São mandatórios ajustes para compensar pequenos distúrbios causados pela mudança do espectro neutrônico para energias mais altas, devido à presença de maior quantidade de isótopos transurânicos. Estes ajustes podem ser feitos, por exemplo, com um estudo preliminar do mapa de disposição das varetas no elemento combustível MOX. Podem ser usadas varetas com diferentes concentrações de material físsil, sendo que o maior teor geralmente é colocado na área central e decresce à medida que se direciona para a periferia. Isso é feito para evitar a formação de picos de potência, além de aumentar a vida útil do vaso do reator.

II.5- Modelagem de reatores nucleares

Os fenômenos que ocorrem em um reator nuclear podem ser estudados de várias formas, seja por experimentos ou por simulações. A experimentação direta usando protótipos é economicamente dispendiosa, pode consumir muito tempo, requer todos os rigores de segurança de uma instalação nuclear e pode ser impraticável e inviável mesmo apenas em nível de estudos acadêmicos preliminares. A construção de uma instalação de teste deve ser considerada dentro de um plano de desenvolvimento e pesquisa de um projeto estratégico maior, por parte de governantes e iniciativas privadas interessadas em explorar economicamente determinada tecnologia. Já a modelagem computacional pode ajudar na análise, entendimento, projeto, operação, predição ou controle de sistemas sem a necessidade da construção ou operação do sistema real. Esta abordagem é muito útil no meio acadêmico, onde os recursos são escassos e novas ideias são geradas a cada momento de forma natural dentro do processo de construção e desenvolvimento do saber.

Os modelos de simulação emergiram como técnica de análises durante a Segunda Guerra Mundial, quando métodos, como os denominados Monte Carlo, foram usados com sucesso por John Von Neumann e Stanislaw Ulam para resolver problemas de transporte de nêutrons. A simulação computacional não envolve apenas cálculos em computadores, mas a evolução dos mesmos. O desenvolvimento de linguagens de simulação de alto nível popularizará o uso de modelos de simulação para resolver problemas em vários campos da ciência moderna. A partir dos anos sessenta nos Estados Unidos e no Brasil, a modelagem e simulação com computadores foram introduzidos em currículos universitários e periódicos e livros sobre o assunto se tornaram mais comuns. A escolha do método e do código irá determinar o sucesso, ou não, da simulação computacional. Sem o uso dos computadores, a simulação pode ser muito lenta e até mesmo impraticável, apesar de ser possível teoricamente (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

Na simulação computacional, o usuário constrói um modelo do sistema de interesse, escreve um algoritmo que representa o modelo a ser estudado e usa o computador para simular o comportamento do sistema físico quando sujeito às suas condições de operação. Através de análise dos resultados, escolhe-se a melhor estratégia a ser utilizada e adotada e a viabilidade ou não do sistema proposto. Resultados obtidos por simulações só possuem valor se averiguada a validação do modelo utilizado. A validação e verificação do modelo usado significa assegurar que o modelo seja verdadeiro, ou seja, uma réplica exata ou muito próxima da realidade que se deseja estudar. A validação pode ser definida como o processo de verificação se o modelo dentro de seu domínio de aplicação corresponder à situação real.

Uma variedade de programas de computador, ou códigos, tem sido desenvolvida ao longo dos anos para ajudar o pesquisador em todas as facetas de análise nuclear. Frequentemente, uma série de códigos é agrupada em pacotes de código, que pode ser aplicada a uma variedade de tarefas. No entanto, deve-se ter em mente que o comportamento do núcleo frequentemente serve como entrada para outros aspectos do projeto do reator como um todo. Por exemplo, a determinação do fluxo de nêutrons no núcleo implica na distribuição de potência central que é necessária para a análise de parâmetros termo-hidráulicos e os estudos de evolução de combustível otimizam os processos das instalações. Claro que todos os aspectos da análise neutrônica do reator podem ser rastreados pela equação de transporte de nêutrons, mas a solução direta desta equação é geralmente bastante complexa. Daí numerosas aproximações são necessárias para desenvolver os modelos matemáticos que servem como base para os códigos de reator. Normalmente, estes códigos suprimem certas variáveis independentes, a fim de permitir uma análise detalhada do processo de interesse. Por exemplo, códigos de multi-grupos geram constantes que geralmente suprimem a dependência espacial, quer pela consideração de um meio infinito ou a utilização de correções, como a utilização do “*buckling*”, a fim de facilitar um tratamento detalhado da energia de nêutrons. Em um sentido similar, códigos estáticos empregam uma estrutura bastante grosseira de grupos, a fim de permitir um estudo detalhado da dependência espacial do fluxo de nêutrons (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

Uma simulação computacional não é uma atividade experimental, logo é necessário considerar, analisar e averiguar, o máximo possível e o mínimo necessário, dos aspectos que dizem respeito aos materiais empregados e à física dos eventos; no caso deste trabalho, a física de nêutrons. Logo, de forma a validar os resultados obtidos, no desenvolvimento desta tese, foram usados os dados disponíveis na literatura sobre os reatores de alta temperatura HTR e os parâmetros neutrônicos da física de reatores citados nos tópicos anteriores.

II.6- O código computacional WIMSD5

Os estudos realizados nesta tese foram simulados usando o código nuclear WIMSD5 (*Winfrith Improved Multi-group Scheme*) (ASKEW et al., 1966). O programa WIMSD5 é um código geral para cálculos de célula abrangendo uma grande variedade de sistemas nucleares. Os cálculos no código computacional WIMSD5 estão organizados em cadeias sequenciais, sendo controlados pelo programa principal. O processamento evolui à medida que o programa efetua sub-rotinas, de acordo com as opções estabelecidas nos dados de entrada. O código consiste de três blocos, Cálculo Multigrupo, Cálculo Central e Edição, no qual uma série de sub-rotinas processa o cálculo. Um esquema das principais ações tomadas pelo código é mostrado na TAB. 13.

O código desenvolve cálculos para reatores nucleares rápidos e térmicos, simulando diferentes geometrias como células homogêneas, placas e arranjos (geometria tipo “*cluster*”). O usuário do WIMSD5 pode determinar o perfil do espectro de energia que pode condensar-se em poucos ou vários grupos, conforme a necessidade do estudo a ser realizado. O então código inicia os cálculos através da determinação do espectro para os grupos energéticos provenientes da biblioteca de seções de choque. O código realiza, então, a solução em multigrupo da equação de transporte na estrutura dos grupos especificados nos dados de entrada. Nessa etapa de cálculo, o código dispõe de diferentes métodos de resolução.

O programa WIMSD5 fornece, entre várias opções de análise, o valor do fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), a composição isotópica do combustível no decorrer da queima e o valor do fluxo neutrônico (ϕ).

TABELA 13- Esquema de sub-rotina efetuada pelo código WIMSD5

	Entrada
Passo 1	Leitura dos dados para o cálculo central Cálculo do volume das regiões estabelecidas
Passo 2	Leitura da biblioteca Preparo das seções de choque para os materiais utilizados Tratamento das ressonâncias
Passo 3	Cálculo das seções de choque na faixa de ressonâncias dos isótopos Condensação das seções de choque
Passo 4	Cálculo e “colapso” do espectro (SPECTROX)
Passo 5	Obtenção das seções de choque macroscópicas para poucos grupos Método selecionado
Passo 6	DSN
Passo 7	PERSEUS → THESEUS ou RIPPLE
Passo 8	PIJ
Passo 9	PRIZE
Passo 10	Heterogeneização, se aplicado → BENOIST ou ARIADNE
Passo 11	Edição de dados Correção do <i>Buckling</i>
Passo 12	Cálculo de fugas → DIFUSÃO ou B1 Cálculo de reações
Passo 13	Cálculo das taxas de reação Evolução do combustível
Passo 14	Cálculo de queima Saída

II.6.1- Cálculo de célula do código WIMSD5

II.6.1.1- Cálculo multigrupo

A biblioteca padrão do código WIMSD5 fornece as seções de choque para os principais isótopos e materiais nucleares. Os dados gerais da biblioteca consistem em 101 isótopos de fissão e seus respectivos espectros de fissão para faixa rápida, faixa de ressonância e térmica. Os dados para efetuar a queima são necessários para os cálculos das variações isotópicas nas densidades dos produtos fissão, absorvedores, venenos queimáveis e isótopos pesados em função da irradiação dentro do combustível. Os dados de queima contêm informações sobre o surgimento de nêutrons por absorção e fissão, além das constantes de decaimento, etc (ASKEW et al., 1966; LESZCZYNSKI et al., 1990). A biblioteca contém 69 grupos energéticos agrupados em cinco categorias diferentes: dados gerais, dados para cálculo de queima, dados de seção de choque, tabelas de ressonância e matrizes de dispersão. As divisões por grupos de energia são apresentadas na TAB. 14.

TABELA 14- Classificação dos 69 grupos de energia da biblioteca padrão WIMSD5

Grupos	Faixa de energia	Classificação
01 ao 14	10,000 MeV a 9,118 KeV	Rápidos
15 ao 27	9,188 KeV a 4,000 eV	Ressonantes
28 ao 69	4,000 eV a 0,000 eV	Térmicos

A biblioteca inclui dados de seção de choque, de absorção e de fissão, para cada grupo de energia e as matrizes de dispersão de um grupo a outro. Também se incluem matrizes de dispersão térmica dependente da temperatura para os principais moderadores. Existem matrizes de dispersão para hidrogênio, deutério, oxigênio e grafite, cujos dados foram obtidos através de modelos teóricos distintos ou métodos experimentais. As tabelas de seções de choque dos isótopos citados acima incluem integrais avaliadas para sistemas homogêneos em diversas temperaturas, que foram usadas juntamente com teoremas de equivalência para fazer o tratamento das ressonâncias (ROTH et al., 1967).

Para os demais isótopos da biblioteca, as matrizes de espalhamento são calculadas segundo a Lei do Gás Livre. As seções de choque macroscópicas necessárias para os cálculos foram obtidas a partir das densidades numéricas dadas pelo usuário e das seções de choque microscópicas fornecidas pelo código. No código computacional WIMSD5, o tratamento de ressonâncias baseia-se em teoremas de equivalências e no método de probabilidade de colisão (JONSSON et al., 1963; LESLIE et al., 1964).

O princípio de equivalência consiste em se substituir um problema de geometria heterogêneo por outro de geometria homogêneo equivalente, sem perder as propriedades neutrônicas envolvidas no exemplo. As integrais de ressonância de um meio homogêneo são relacionadas com uma correspondente para um meio heterogêneo para cada caso em particular. Para isso, vários parâmetros devem ser determinados. Entre estes, os mais importantes para o usuário são os fatores de Dancoff e os fatores de Bell (DUDERSTADT;HAMILTON, 1976), que podem ser calculados internamente ou fornecidos pelo usuário nos dados de entrada. A determinação do espectro do cálculo de multigrupo e do cálculo preliminar nos grupos de energia fornecidos pela biblioteca é realizada com um modelo de célula simplificado, utilizando o método SPECTROX, independente do modelo escolhido pelo usuário para o cálculo central (LESLIE et al., 1962). Para o cálculo do espectro, uma célula é simulada contendo quatro regiões do núcleo do reator, representando o combustível, revestimento, refrigerante e moderador. Um procedimento baseado na teoria de colisões fornece os espectros nos grupos de energia, que são usados para “colapso” das seções de choque no número de grupos selecionado, para a solução da equação de transporte (REUSS, 2008).

II.6.1.2- Correções de fuga

Dois métodos de tratamento para geometrias infinitas podem ser usados a fim de incluir os efeitos de fuga a um sistema finito. Um dos principais métodos consiste em se adicionar um absorvedor ($1/v$) ao combustível para que, na fase do cálculo central e cálculo do espectro, sejam consideradas as seções de choque de absorção. Nesta opção, as constantes da célula são editadas diretamente nos cálculos central do núcleo. Em um segundo método, as correções de fuga são baseadas em duas opções: na teoria da difusão ou no método B1 (WEINBERG et al., 1958).

II.6.1.3- Coeficientes de difusão

Para o método da difusão, os dados utilizados para os *bucklings* são informados e lidos na entrada do programa. Estas correções ocorrem através do coeficiente de difusão. Os coeficientes de difusão podem ser calculados pelo método Ariadne que baseia-se na teoria original de Benoist para difusão assimétrica em geometria cilíndrica. Pode-se usar também o pelo método Benoist, que refere-se a uma revisão da teoria anterior para um problema com três regiões: combustível, *gap* e moderador e possui melhores resultados para geometrias com grande assimetria (BENOIST et al., 1959; 1962). A teoria de difusão utiliza a Equação 1, a seguir.

$$(\Sigma^g - \Sigma_{S0}^{hg} + D_r^g B_r^2 + D_z^g B_z^2) \phi^g = \sum_{h \neq g} \Sigma_{S0}^{hg} \phi^h + S_f^g \quad (1)$$

II.6.1.4- O método B1

O Método B1 fornece uma solução da equação de transporte de Boltzmann, correta em todas as ordens de uma expansão em harmônicos esféricos do fluxo, dentro da limitação da dispersão e com uma forma fundamental assumida. Este método permite estimar o efeito das fugas com mais precisão do que a teoria da difusão, em sistemas de geometrias grandes ou onde a dispersão anisotrópica é importante (LESZCZYNSKI et al., 1990). As principais equações usadas no Método B1 na forma de multi-grupo são mostradas nas Equações 2 a 5 (WEINBERG et al., 1958, adaptado por SILVA, 2009a).

$$\left[\Sigma^g - \Sigma_{S0}^{gg} + \frac{B^2}{3\alpha_g \Sigma^g - \Sigma_{S1}^{gg}} \right] \phi^g = \sum_{h \neq g} \Sigma_{S0}^{hg} \phi^h + S_f^g - \frac{|B|}{3\alpha_g \Sigma^g - \Sigma_{S1}^{gg}} \sum_{h \neq g} \Sigma_{S1}^{hg} J^h, \quad (2)$$

Onde, para o grupo g:

Φ^h = fluxo escalar;

Σ^g = seção de choque total;

S_f^g = Fonte de fissão

Σ_{S0}^{hg} e Σ_{S1}^{kg} = elementos das matrizes de espalhamento P_0 e P_1 respectivamente;

$$J^g = \frac{\sum_{h \neq g} \Sigma_{S1}^{hg} J^h + \frac{B^2}{|B|} \phi^g}{3\alpha_g \Sigma^g - \Sigma_{S1}^{gg}} = \text{corrente} \quad (3)$$

B_r^2 = buckling radial;

B_z^2 = buckling axial; e

$B^2 = B_r^2 + B_z^2$ = buckling.

Se B^2 é positivo:

$$\alpha_g = \left(\frac{B}{\Sigma^g} \right)^2 = \frac{tg^{-1} \frac{B}{\Sigma^g}}{3 \left(\frac{B}{\Sigma^g} - tg^{-1} \frac{B}{\Sigma^g} \right)}, \quad (4)$$

e, se B^2 é negativo,

$$\alpha_g = \frac{|B|^2 \ln \left(\frac{\Sigma^g + |B|}{\Sigma^g - |B|} \right)}{(\Sigma^g)^2 \left[\ln \left(\frac{\Sigma^g + |B|}{\Sigma^g - |B|} \right) - \frac{2|B|}{\Sigma^g} \right]}. \quad (5)$$

II.6.1.5 – Evolução do combustível

Os cálculos para a evolução do combustível utilizam a potência requerida (P , em MW/t), os valores de queima (E_i , em MWd/t) e tempo (T , em dias) para passar da queima E_i para a queima E_{i+1} , para a obtenção da composição isotópica. Estas grandezas estão relacionadas segundo a Equação 6.

$$T = \frac{E_{i+1} - E_i}{P}. \quad (6)$$

O tempo (T) é então exposto a um fluxo constante, igual ao fluxo da célula do intervalo anterior, multiplicado pelo fator PS, que o leva à potência requerida nos dados de entrada. Os fatores envolvidos na determinação de PS são dados pela Equação 7.

$$PS = \frac{PM_U}{\sum_{i \in Comb} V_i \sum_{n=1}^{NFIS} N_{j,i} \varepsilon_j \sum_{g=1}^G \sigma_{gf} \phi_{gi}} \quad (7)$$

sendo

$$M_U = \sum_{i \in Comb} V_i \sum_{n=1}^{NFIS} N_{0ji} M_j,$$

onde:

M_U = massa inicial de metal pesado (g);

V_i = volume da região pertencente ao combustível (cm^3);

NFIS = número total de fissões;

$N_{j,i}$ = densidade atômica do isótopo j na região i (10^{24} cm^{-3});

ϵ_j = energia liberada por fissão do isótopo j (W_s);

σ_{fgj} = seção de choque microscópica de fissão no grupo g do isótopo j (barn);

ϕ_{gi} = fluxo neutrônico médio no grupo g na região i ($\text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$);

N_{0ji} = densidade atômica do isótopo j na região i na queima 0; e

M_j = massa de um átomo do isótopo j (g).

Logo, a densidade do isótopo j pode ser escrita pela Equação 8.

$$\begin{cases} \frac{dN_j}{dt} = Y_j(t) + \bar{\sigma}_{j-1} N_{j-1}(t) + \bar{\lambda}_k N_k(t) - (\sigma_j + \bar{\lambda}_j) N_j(t) \\ Y_j(t) = \sum_{l=1}^{NFIS} \gamma_{l \rightarrow j} \sigma_{f,l} N_l(t) \end{cases} \quad (8)$$

onde:

$\gamma_{l \rightarrow j}$ = rendimento do isótopo j por fissão do isótopo l;

$\bar{\sigma}_{j-1}$ = seção de choque de captura de j, ponderada pelo fluxo;

σ_{fj}, σ_j = seções de choque de fissão e absorção de j, ponderadas com o fluxo;

$\phi = \sum_g \phi_g$ fluxo integrado no espectro.

O sistema é, então, reduzido à solução de equações lineares resultantes da ampliação do sistema pela Equação 8 para cada um dos isótopos e produtos de fissão das séries consideradas em cada uma das regiões contendo combustível. Obtém-se, então, a Equação 9.

$$\begin{cases} \frac{dN_j}{dt} = Y_j + g_{j-1} N_{j-1} + b_j N_j(t) \\ P_j = \frac{1}{T} \int_0^T Y_j(t) dt = \frac{1}{T} \sum_{l=1}^{NFIS} \gamma_{l \rightarrow j} \sigma_{f,l} N_l \phi \int_0^T N_l(t) dt \end{cases} \quad (9)$$

onde:

$$g_{j-1} \text{ pode ser } \begin{cases} \dot{\sigma}_{j-1} \phi & b_j = \sigma_j \phi + \lambda_j \\ \lambda_k \end{cases}$$

P_j = taxa de produção do isótopo j a partir das fissões; que se toma como seu valor médio durante o tempo T .

Uma solução mais exata da Equação 9 é obtida aplicando as transformadas de Laplace. As densidades finais são dadas por $N_j(T)$ e as densidades médias são definidas pela Equação 10.

$$\bar{N}_j = \frac{1}{T} \int_0^T N_j(t) dt \quad (10)$$

Finalmente, o resultado do cálculo central após tratamento para fugas de nêutrons é transferido para o cálculo de queima e pode ser obtido para diferentes regiões de combustível.

II.6.2- Neutrônica de reatores nucleares

II.6.2.1- Combustíveis reprocessados e reciclados em reatores térmicos.

Os elementos Pu, Np, Am e Cm possuem uma grande razão de captura/fissão em reatores térmicos. Porém, este núcleo produz um aumento na absorção de nêutrons térmicos, resultando no endurecimento do espectro, se comparado ao combustível padrão UO_2 fresco de um reator. Este endurecimento do espectro poderá causar uma degradação dos parâmetros de segurança, induzindo uma resposta positiva nos coeficientes de temperatura do reator. Desta forma, com a finalidade de avaliar o comportamento dos parâmetros neutrônicos do reator, ao se modificar combustível, foram realizadas análises dos seguintes parâmetros: Fator de multiplicação (k); Coeficiente de temperatura de reatividade do combustível (α_{TF}) para análise da alteração na reatividade devido a uma variação na temperatura do combustível; Coeficiente de temperatura de reatividade do moderador (α_{TM}) para análise da alteração na reatividade devido a uma variação na temperatura do moderador e o endurecimento do espectro (ϕ_R / ϕ_T), para análise do comportamento energético do fluxo de nêutrons (LAMARSH, 1965; DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

II.6.2.2- Fator de multiplicação efetivo

O fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) é dado pela fórmula dos seis fatores descrita pela Equação 11 (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

$$k_{eff} = \eta \cdot f \cdot E \cdot \rho \cdot P_{NT} \cdot P_{NR} \quad (11)$$

onde:

η = número médio de nêutrons produzidos por nêutron térmico absorvido no combustível;

f = fator de utilização térmica, que mede a fração de nêutrons térmicos que é absorvida no combustível;

E = fator de fissão rápida, que descreve a contribuição das fissões rápidas em relação ao número total de fissões;

ρ = probabilidade de escape a ressonância, que descreve a fração de nêutrons que será moderada, mas que não será absorvida na faixa de ressonância;

P_{NT} = Probabilidade de os nêutrons térmicos não saírem do sistema;

P_{NR} = Probabilidade de os nêutrons rápidos não saírem do sistema.

II.6.2.3- Reatividade

A reatividade (ρ) é o parâmetro que mede o afastamento do fator de multiplicação em relação ao valor crítico $k = 1$. A reatividade (ρ) é definida conforme Equação 12 (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

$$\rho = \frac{(k - 1)}{k} \quad (12)$$

Quando ocorre alguma modificação nos parâmetros no núcleo do reator, como por exemplo, na composição do combustível, alterações geométricas, temperatura das diferentes regiões e materiais, é essencialmente necessário conhecer a variação ocorrida na reatividade ($\Delta\rho$) decorrente de uma variação no fator de multiplicação (Δk). Caso o fator de multiplicação varie de um estado k_1 para outro k_2 , a reatividade também alterará de um estado ρ_1 para outro ρ_2 . A Equação 13 representa a variação ocorrida na reatividade.

$$\Delta\rho = \rho_2 - \rho_1 = \frac{(k_2 - 1)}{k_2} - \frac{(k_1 - 1)}{k_1} = \frac{(k_2 - k_1)}{k_2 \cdot k_1} \quad (13)$$

$$\Delta\rho = \left[\frac{(k_2 - k_1)}{k_2 \cdot k_1} \right] \cdot 10^5 \text{ pcm}$$

II.6.2.4- Coeficiente de temperatura de reatividade

O coeficiente de temperatura de reatividade (α_T) indica a variação na reatividade devido à alteração de temperatura do núcleo do reator. O α_T é definido como a derivada da reatividade do núcleo ($\partial\rho$) em relação à derivada da temperatura (∂T), conforme Equação 14 (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

$$\alpha_T = \frac{\partial\rho}{\partial T} \quad (14)$$

Sendo que:

$$\rho = \frac{(k-1)}{k} \quad \alpha_T = \frac{1}{k^2} \frac{\partial k}{\partial T} \cong \frac{1}{k} \frac{dk}{dT}$$

A variação na temperatura do núcleo gera uma variação na densidade dos componentes do núcleo do reator devido à alteração do volume ou mudanças de fase. Além disso, aumenta a cinética dos átomos do núcleo, afetando diretamente o nível de potência em todo o reator, modificando conseqüentemente o fator de multiplicação de nêutrons (k). Afetam também as absorções na faixa de ressonância (Efeito Doppler) e no espectro de energia dos nêutrons, devido a mudanças na densidade do moderador ou refrigerante.

Para uma maior segurança na determinação do α_T , o cálculo é feito em separado para a região do combustível - coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}), região de moderação - coeficiente de temperatura do moderador (α_{TM}) e todas as regiões do núcleo juntas - coeficiente de temperatura total (α_{TT}), conforme as Equações 15, 16 e 17 (DUDERSTADT; HAMILTON, 1976).

$$\alpha_{TF} = \frac{\partial\rho}{\partial T_F} = \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T_F} \quad (15)$$

$$\alpha_{TM} = \frac{\partial\rho}{\partial T_M} = \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T_M} \quad (16)$$

$$\alpha_{TT} = \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T_F} + \frac{1}{k} \frac{\partial k}{\partial T_M} = \alpha_{TF} + \alpha_{TM} \quad (17)$$

onde

T_F representa a temperatura do combustível, T_M representa a temperatura do moderador e TT representa a temperatura total.

Se um reator nuclear possuir algum dos coeficientes de temperatura com valores positivos, um aumento na temperatura acarretará um aumento na reatividade (ρ), gerando, em seguida, um aumento na potência, causando um aumento na temperatura sucessivamente, levando o reator a uma condição insegura de operação. Logo, a situação mais desejável é aquela na qual α_T possui um valor negativo, causando um decréscimo na reatividade (ρ) com um aumento na temperatura, levando a um decréscimo na potência, estabilizando, desta forma, o nível de potência do reator.

II.6.2.5- Endurecimento do espectro

Entre vários outros fatores, a presença dos isótopos transurânicos (TRU) na composição do combustível do reator gera endurecimento do espectro de nêutrons, devido à maior seção de choque de absorção destes isótopos em relação ao combustível baseado somente em óxido de urânio fresco na faixa térmica. Além disso, o espectro de nêutrons sofrerá alterações conforme a razão V_M/V_F varia. Quanto maior for a razão do volume do moderador sobre o volume do combustível no núcleo do reator, maior será o fluxo de nêutrons na faixa térmica (TAKEDA et al., 1997; UOTINEN et al., 1973).

Um espectro mais endurecido também alterará a reatividade do núcleo, logo, os parâmetros de segurança do reator. Desta forma, faz-se necessária uma análise do comportamento energético do fluxo de nêutrons, devido à inserção de TRU sobre a reatividade e sobre os coeficientes de segurança. O parâmetro endurecimento do espectro (ϕ_R / ϕ_T) é definido como mostrado na Equação 18, a seguir:

$$\text{Endurecimento do espectro} = EE = \frac{\phi_R}{\phi_T} = \frac{\text{Fluxo rápido}}{\text{Fluxo total}} \quad (18)$$

CAPÍTULO III – PARÂMETROS METODOLÓGICOS COMUNS ÀS TRÊS FASES DO ESTUDO

III.1 – Organização para apresentação do trabalho

O trabalho realizado nesta tese é apresentado em três fases distintas. Serão apresentados os resultados de cada fase separadamente, juntamente com a metodologia específica para cada fase. Na primeira fase, utilizaram-se dois reatores diferentes, o VHTR e o LS-VHTR, contendo a mesma composição de combustível a 15% de material físsil, à base de plutônio e urânio natural, para uma análise preliminar dos dois reatores.

Na segunda fase, após a opção pelo reator VHTR, o estudo foi realizado com o combustível anterior com a adição dos actinídeos menores Cm, Am e Np, para se determinar o valor máximo de material reprocessado que o combustível poderia receber sem exceder o valor de 15% de material físsil.

Na última parte da tese foram analisadas duas composições de combustível reprocessado e recuperado, um diluído em urânio empobrecido e outro em tório. Posteriormente, com a máxima inserção de transurânico determinada na fase 2, a razão V_M/V_F do reator VHTR foi modificada, variando-se as frações de partículas TRISO no pino de combustível.

III.2 – Metodologia dos modelos representativos do núcleo dos reatores

A criticalidade do núcleo de um reator é verificada pela avaliação da população de nêutrons em um determinado sistema, ou seja, pela quantidade de nêutrons disponíveis em um determinado momento. Desta forma, nossas análises basearam-se no comportamento neutrônico que os núcleos estudados apresentaram no decorrer do período de queima e na geração e destruição dos isótopos constituintes no combustível, para definição da viabilidade dos sistemas propostos. Para isto, utilizou-se o código computacional WIMSD5.

As simulações do estudo foram executadas utilizando o método THESEUS para os cálculos neutrônicos de transporte central. A escolha deste método deveu-se ao fato de que, entre os métodos adequados para o cálculo de células cilíndricas em arranjo regular, o THESEUS possui entrada de dados mais simplificada. Também foi escolhido porque sua solução é feita por probabilidade de colisão por um método aproximado em uma célula cilíndrica (homogênea) (LESZCZYNSKI et al., 1990). A geometria real do reator proposto foi modelada de forma a

obter-se uma célula que representasse os materiais, proporções e características neutrônicas que o reator real enfrentaria em condições de operação (FIG. 22). Os dados neutrônicos, como as seções de choque dos isótopos presentes durante a queima do combustível, foram retirados da biblioteca padrão do código WIMSD5, referida como ENDF-BVI.5 (ZERKIN, 2006).

III.3 – Determinação da composição dos combustíveis

Após a evolução de um combustível proveniente de um reator LWR com um histórico de irradiação de 33 GWd/tMP e um período de resfriamento de cinco anos em piscina, a matriz de urânio e transurânicos obtida é mostrada na TAB. 15. Recuperam-se apenas plutônio ou Pu e actínídeos menores, este material recuperado apresenta alto teor de isótopos físséis, devendo portanto, ser diluído, para a fabricação do novo combustível.

TABELA 15- Porcentagem dos isótopos após queima de 33 GWd/tMP e 5 anos de resfriamento

Combustível UO ₂ (3%), potência do reator 30,2 MW		
	Porcentagem por elemento (%)	Massa (g)
²³⁴ U	0,001	8,50
²³⁵ U	0,71	5919,00
²³⁶ U	0,42	3524,00
²³⁸ U	98,87	827.900,00
²³⁷ Np	100,00	458,80
²³⁸ Pu	1,90	173,40
²³⁹ Pu	55,57	5060,00
²⁴⁰ Pu	23,30	2122,00
²⁴¹ Pu	12,60	1147,00
²⁴² Pu	6,63	603,90
²⁴¹ Am	72,56	356,30
^{242M} Am	0,19	0,95
²⁴³ Am	27,25	133,80
²⁴² Cm	0,02	0,01
²⁴³ Cm	1,24	0,51
²⁴⁴ Cm	93,19	38,28
²⁴⁵ Cm	4,91	2,02
²⁴⁶ Cm	0,63	0,26

Fonte: COTA, 1996.

Desta maneira, neste estudo fez-se necessária a adição de um segundo material para diluição desta matéria prima altamente físsil, para formar uma mistura final com a quantidade de material físsil desejado, em todas as etapas. Neste trabalho, usaram-se dois tipos de materiais diluentes diferentes, urânio e tório, nos quais a matriz de transurânicos foi diluída.

Na fase 1, foram analisadas duas matrizes de combustível com um percentual de material físsil de 15% e 20% para os dois reatores. Nesta etapa usou-se urânio natural para diluir o combustível que continha apenas plutônio.

Analisamos apenas o reator VHTR na fase 2 e utilizamos apenas o combustível com 15% de material físsil. Porém, nesta etapa, além do plutônio proveniente do material reprocessado (TAB. 15), foram acrescentados na composição do combustível, os actínídeos menores Am, Cm e Np. O objetivo da fase 2 era determinar a quantidade máxima de transurânicos que se poderia acrescentar ao combustível, sem comprometer o funcionamento do reator. Desta forma, iniciaram os estudos com uma primeira composição de UO_2 , sem a inserção de transurânicos. Logo fez-se uso de urânio com 15% de material físsil para diluição da primeira matriz. A medida que se inseria transurânicos na composição, utilizava-se urânio cada vez menos enriquecido, até se chegar a última matriz, com 23,80% de transurânicos inseridos, diluídos em urânio empobrecido.

Finalmente na fase 3, usou-se uma composição com 15% de material físsil, semelhante à da fase 2, com a inserção máxima de Pu, Am, Cm e Np no combustível. Porém, além de uma matriz diluída em urânio empobrecido, foi utilizado tório natural, para obtenção de uma outra matriz a ser analisada.

A fabricação do combustível reprocessado possui várias estratégias e tipos de combustível descritos na literatura. Entretanto, recentemente o combustível tipo partícula TRISO (TRI structural ISotropic) tornou-se alvo de estudo para combustíveis tipo MOX (DELCUI et al., 2002; ZHOU et al., 2011). Este combustível tem se mostrado o mais indicado para uso em reatores de alta temperatura. Desta forma, neste estudo foi utilizado este tipo de combustível nas simulações.

A partícula TRISO, além de oferecer boas características para reatores do futuro, possui um grande histórico de dados experimentais em reatores nucleares. Um esquema da estrutura e inserção da partícula TRISO no bloco de combustível é mostrado na FIG. 22 (SCATES et al., 2010, MORRIS et al., 2005).

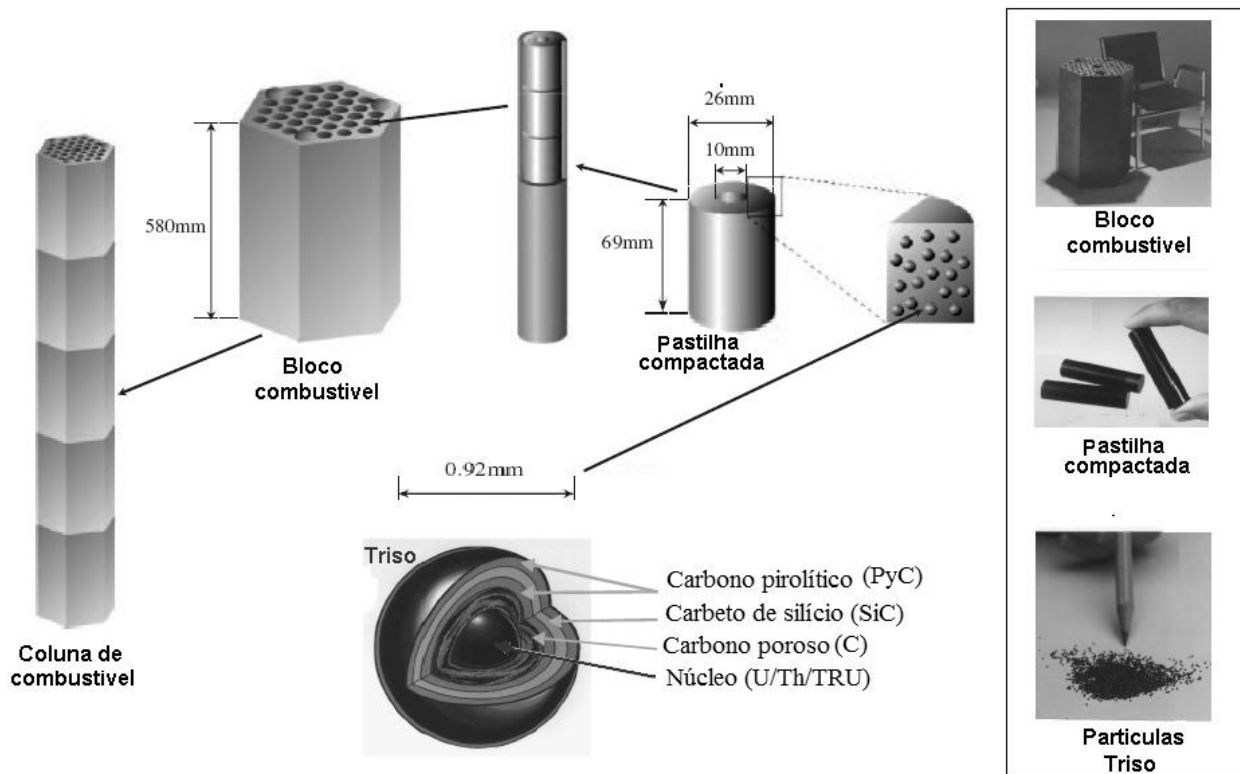


FIGURA 22- Disposição das partículas TRISO dentro do bloco de grafite usado em reatores tipo VHTR

Para as simulações das três fases utilizaram-se razões de volumes de combustível, moderador e refrigerante propostos para cada tipo de reator e geometrias homogêneas do tipo *cluster* representativas dos núcleos ativos, como citado anteriormente. Os combustíveis foram modelados considerando o uso de partículas compactadas em pastilhas, sendo, então, arranjadas em varetas para serem colocadas nos canais do bloco combustível, como mostrado na FIG. 23. Ambos os reatores do estudo utilizam um moderador de alta razão de moderação, o grafite, que diminui a fuga de nêutrons no sistema e aumenta a parcela de nêutrons térmicos disponíveis no reator, conseqüentemente aumentando a eficiência do sistema. O bloco do combustível também é constituído de grafite e possui dupla função: estrutural, para acomodar o combustível e os canais de refrigeração, além da função de material moderador. Por fim, os blocos foram empilhados dentro do vaso do reator para constituir o núcleo do mesmo.

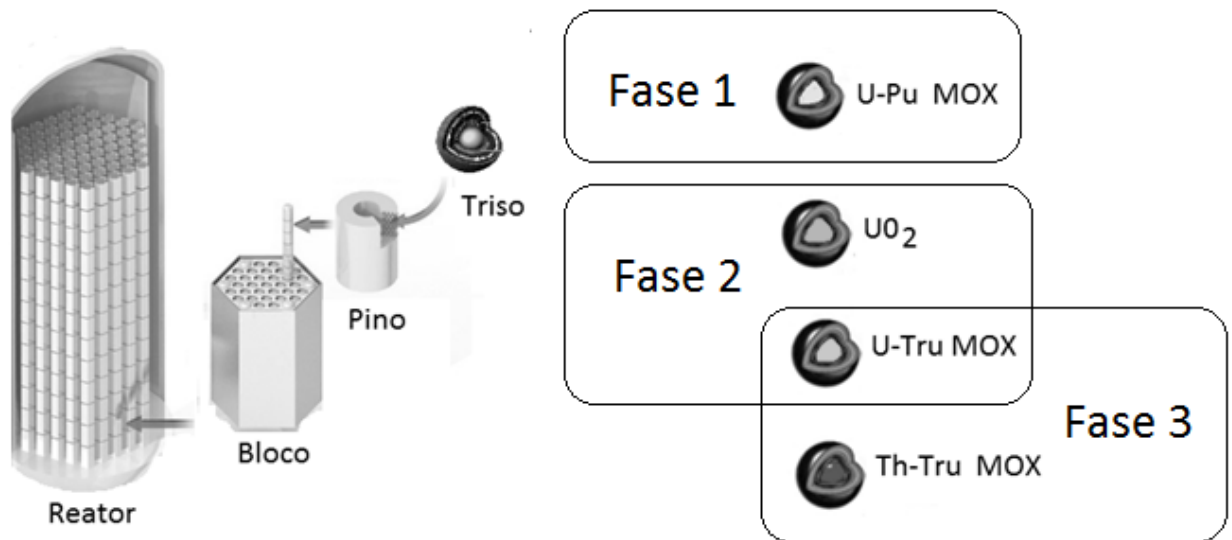


FIGURA 23- Ilustração dos componentes de um reator nuclear modular moderado a grafite que utiliza partículas TRISO como combustível

III.4 – Razão de volumes do núcleo do reator

O fator de moderação do núcleo do reator, que é dado pela razão entre o volume de material moderador e o volume de material combustível V_M/V_F , é determinante no comportamento neutrônico do reator. Afeta diretamente a população de nêutrons no sistema e determina, juntamente com outros parâmetros, o perfil do espectro do núcleo.

A FIG. 24 ilustra a célula representativa no código WIMSD5 do núcleo do reator VHTR. O reator é constituído por blocos hexagonais de grafite os quais exercem múltiplas funções, tais como: moderar e refletir os nêutrons, direcionar o refrigerante, conter o material físsil, além de estruturar todo núcleo do reator, como mostrado anteriormente na FIG. 23 (TAIWO, 2005a; TSVETKOV et al., 2010a). Os cálculos feitos para obter a célula representativa dos diferentes reatores a partir dos parâmetros reais encontram-se no memorial de cálculo no Apêndice A.

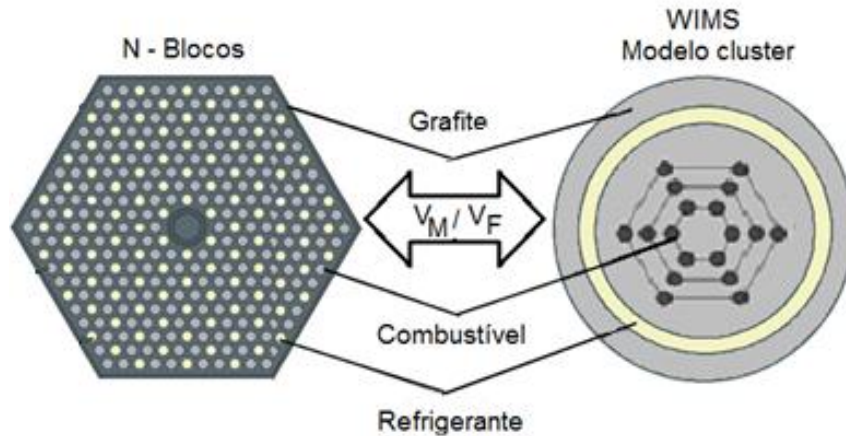


FIGURA 24- Cilindrização do núcleo em uma célula representativa

Nas fases 1 e 2 deste estudo manteve-se a razão V_M/V_F para os reatores constante, utilizando os parâmetros geométricos propostos para os reatores VHTR e LS-VHTR (NERAC, 2002; INGERSOLL et al., 2007). Finalmente, na fase 3, a razão V_M/V_F do reator VHTR foi modificada para obter diferentes frações de partículas TRISO no pino de combustível. No nosso estudo foi usada a configuração tipo *cluster* do código WIMS para realizarmos as três fases.

III.5 – Condições de análise dos parâmetros neutrônicos.

Os coeficientes de temperatura nas três fases do estudo foram obtidos através das Equações 15, 16 e 17, onde k_2 é o fator de multiplicação efetivo devido à variação de temperatura (ΔT) e k_1 é o fator de multiplicação efetivo quando o reator opera em condição anterior ao aumento de temperatura. O gradiente de temperatura para ambos os coeficientes (α_{TF} e α_{TM}) foi de 50 K e a temperatura de operação foi de 1200 K para o reator a 100% de potência.

NERAC (2002) propõe, para os reatores tipo VHTR, uma queima de ~ 90.000 MWd/tMP, ou aproximadamente 873 dias, sem recargas. Logo, determinamos este valor como parâmetro para realizarmos as simulações da tese. Existem trabalhos relatando uma queima estendida, mas para utilizar estes dados, seriam necessárias novas considerações para o sistema. O valor da queima dia é apresentado em unidades de megawatt dia (MWd) por tonelada de metal pesado (tMP) $Z \geq 90$.

CAPÍTULO IV – ANÁLISE DOS REATORES VHTR E LS-VHTR, UTILIZANDO ÓXIDO DE URÂNIO E PLUTÔNIO

IV.1 – Metodologia

A primeira fase foi realizada de forma a adquirir *know-how* sobre os reatores de alta temperatura VHTR (NERAC, 2002) e o LS-VHTR (INGERSOLL et al., 2005), utilizando o código computacional WIMSD5. Além disso, verificou-se a capacidade do código WIMS para modelar e representar o núcleo destes reatores utilizando um combustível reprocessado e reciclado.

Ambos os reatores trabalham com uma matriz de combustível revestido com partículas de grafite como descrito anteriormente e possuem praticamente a mesma constituição geométrica do núcleo. Esta é formada por blocos hexagonais também à base de grafite, tendo uma diferença no número de blocos utilizados no reator, ou seja, 1080 para o reator VHTR (TAIWO et al., 2005a; TSVETKOV et al., 2010) e 3240 para o reator LS-VHTR (KIM et al., 2005), como mostra a FIG. 25.

O maior número de blocos de elementos combustíveis do reator LS-VHTR possibilita um período maior de queima sem a necessidade de carregamento, já que possui uma maior quantidade de combustível. A principal diferença conceitual entre os dois reatores é o material utilizado para a refrigeração, sendo o gás hélio para o VHTR e fluoreto de sal fundido a baixa pressão, com um ponto de ebulição próximo de 1400 °C, para o LS VHTR (SZAKALY et al., 2006). Para o reator LS-VHTR, existem vários compostos possíveis de serem usados; neste trabalho foi utilizado o composto denominado comercialmente como FLiBe, de fórmula química (LiF+BeF₂) (KIM et al., 2005). A escolha pelo estudo deste conceito de reator, juntamente com o VHTR, é justificada pela experiência considerável disponível com sais fundidos em ambiente nuclear, provenientes do projeto reator a sal fundido (MSR), que possui a característica única de utilizar um combustível nuclear fluorado líquido (SZAKALY et al., 2006). Os parâmetros geométricos e as características dos dois reatores analisados neste estudo são mostrados na TAB. 16.

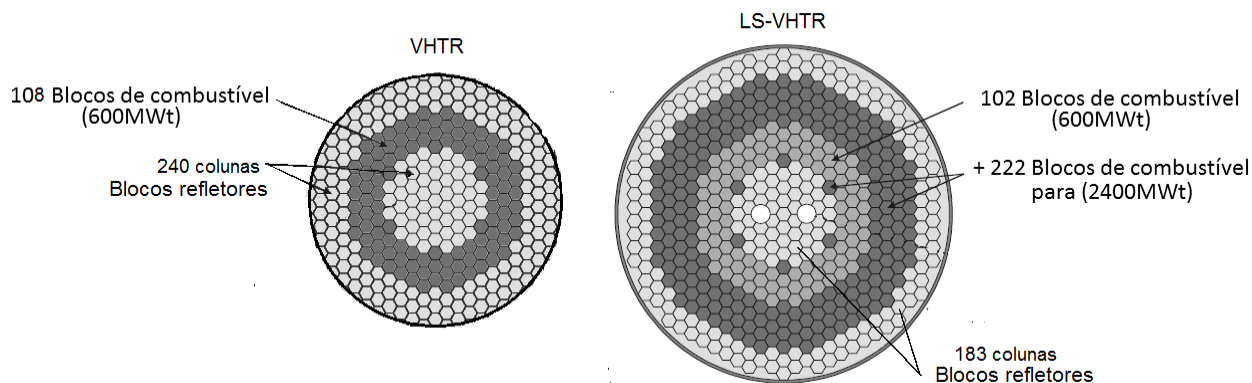


FIGURA 25- Corte radial do núcleo dos reatores VHTR e LS-VHTR

TABELA 16- Características básicas de parâmetros geométricos dos reatores

	VHTR (a)	LS-VHTR (b)
Forma do núcleo de grafite	Prismático	Prismático
Altura do núcleo ativo	791cm	791 cm
Temperatura de saída	900 -1200 K	900 -1400 K
Número de colunas com combustível	108	324
Número de blocos com combustível na coluna	10	10
Potência do reator	600 MWte	2400 MWte
Combustível	UO ₂	UO ₂
Diâmetro do canal de combustível	1.270 cm	1.270 cm
Tipo dos blocos	Grafite hexagonal	Grafite hexagonal
Distância das faces paralelas	36,00 cm	36,00 cm
Altura dos blocos	79,30 cm	79,30 cm
Refrigerante	Gás hélio (He)	Sal fundido (Li ₂ BeF ₄)
Diâmetro do canal do refrigerante	1,588 cm	0,95 cm
Material dos blocos refletores	Grafite	Grafite
Raio do vaso de aço	353,0 cm	460,0 cm

Fonte : (a) TAIWO et al., 2005b; BACCAGLINI et al., 2003.

(b) INGERSOLL et al., 2007.

Os reatores foram modelados usando uma célula tipo *cluster* no código WISMD, cujo memorial de cálculo encontra-se no Apêndice A. O modelo simulado consiste em uma célula cilíndrica (FIG. 24), mantendo a mesma proporção V_M/V_F (volume do moderador / volume de combustível) da célula primária representativa do núcleo ativo de cada reator.

Os reatores de quarta geração foram propostos para operar com uma quantidade de material físsil de até 20% (NERAC, 2002). Em vários conceitos e projetos disponíveis na literatura para ambos os reatores, o tipo e a quantidade de material físsil variam (MCEACHERN, 2002). Silva (2010b), por exemplo, utilizou um combustível tipo (U-Pu)O₂ de forma a atingir um valor de alta queima para o reator MHR.

Como base na quantidade máxima de material físsil do combustível nuclear permitido pela atual legislação brasileira, que é de 20%, o combustível utilizado na fase 1 continha 15% de material físsil para o combustível 1 e 20% para o combustível 2. A composição dos combustíveis óxidos consiste de uma mistura do diluente que, neste caso, foi usado o urânio natural (0,7 % de ^{235}U) e do plutônio reprocessado (TAB. 15). Os cálculos para a composição dos combustíveis são apresentados no Apêndice A e as composições isotópicas das matrizes dos combustíveis da primeira fase são apresentadas na TAB. 17.

TABELA 17- Composição isotópica da matriz de combustível dos reatores

	VHTR e LS-VHTR,	
	Composição isotópica do combustível diluído em urânio natural, pf=14,8%	
	Combustível 1 (%) 15,0% de material físsil	Combustível 2 (%) 20,0% de material físsil
^{235}U	0,50125099	0,457105986
^{238}U	70,2035341	64,02073278
^{238}Pu	0,365406879	0,495854273
^{239}Pu	9,573235231	12,99080522
^{240}Pu	3,274326173	4,44323497
^{241}Pu	3,080200134	4,179807455
^{242}Pu	1,164634588	1,580400014
^{16}O	11,83741191	11,8320593

IV.2 – Resultados

Na Fase 1 da tese, foi verificado inicialmente o fator de multiplicação efetiva k_{eff} para a simulação dos dois reatores, com uma quantidade de material físsil de 15% e 20% para averiguar seu valor ao final do período de queima, após 873 dias. Os valores do k_{eff} para ambos os reatores e diferentes percentuais de material físsil são apresentados nas FIG. 26 e 27. Os resultados mostram um comportamento esperado. Ressalta-se que o LS-VHTR apresenta uma queima diária maior que o VHTR. O modelo do reator VHTR apresentou valores satisfatórios acima de 0,9 no final da queima para ambos os valores de material físsil como pode ser observado na FIG. 26. Para o reator LS-VHTR, o combustível com 20% de material físsil apresentou valores semelhantes ao reator VHTR. Mas, conforme mostrado na FIG. 27, no final da queima, para 15,0% de material físsil do combustível, o k_{eff} apresentou valores abaixo de 0,9.

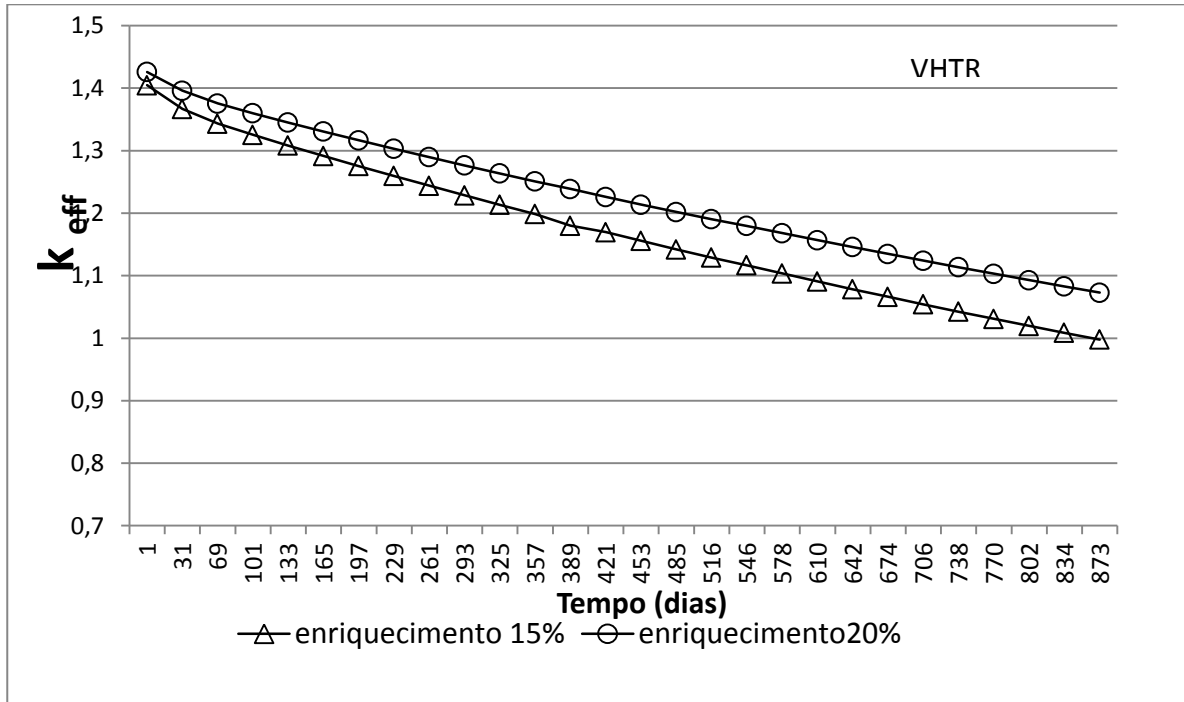


FIGURA 26- Evolução do k_{eff} para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR

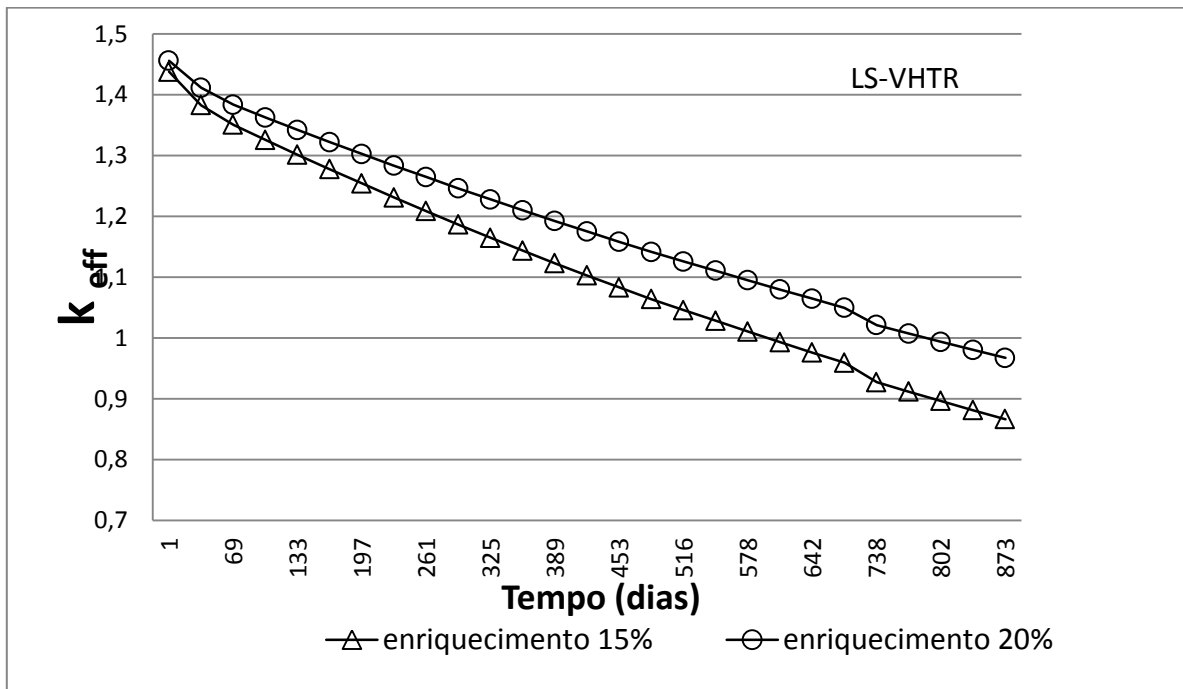


FIGURA 27- Evolução do k_{eff} para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR

As simulações do coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}), do coeficiente de temperatura do moderador (α_{TM}) e do endurecimento do espectro (ϕ_R/ϕ_T) para os dois reatores foram realizadas para ambas massas de material físsil. Como pode ser verificado a seguir para o reator VHTR, os valores dos coeficientes α_{TF} (FIG. 28) e α_{TM} (FIG. 29) permaneceram negativos ao longo de todo o período de queima, garantindo o funcionamento seguro do sistema.

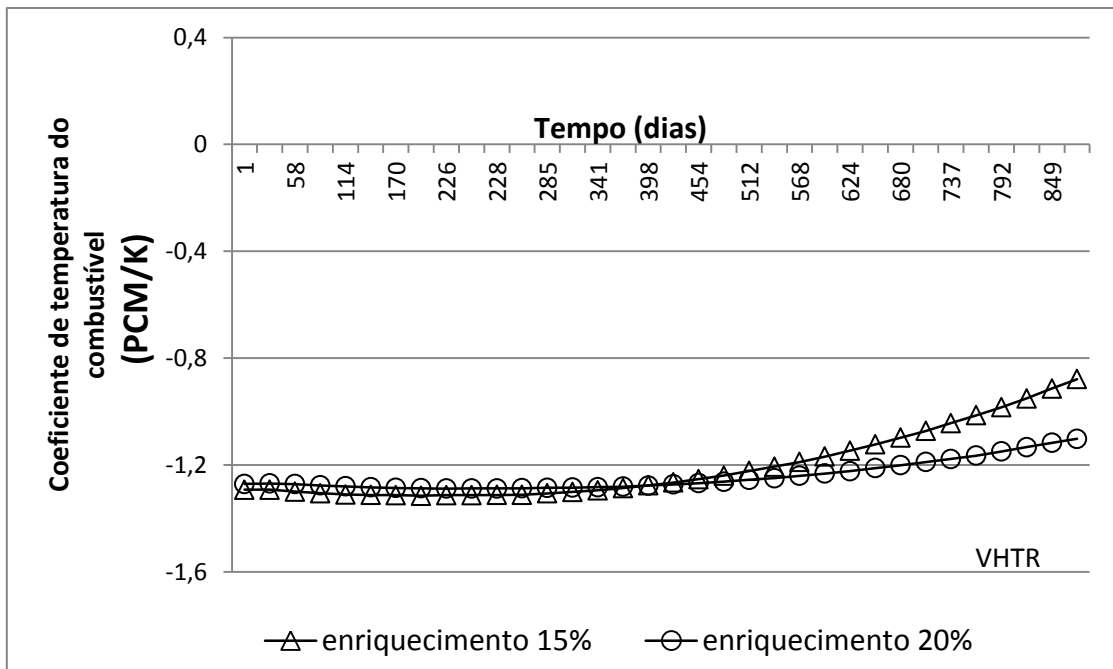


FIGURA 28- Evolução do coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}) para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR 1200 K

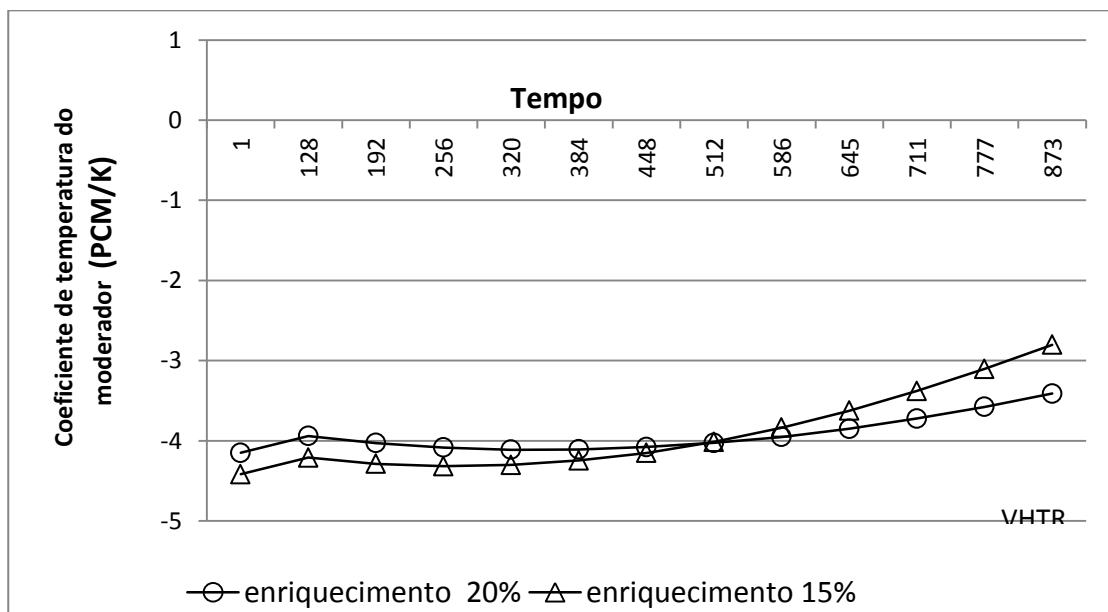


FIGURA 29- Evolução do coeficiente de temperatura do moderador (α_{TM}) para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR 1200 K

Para o reator LS-VHTR com 15% de material físsil, os coeficientes atingiram valores positivos a 135.406 GWd/tMP (857 dias) para o α_{TF} e 130.034 GW_d/tMP (823 dias) para o α_{TM} . Este comportamento do α_{TF} é mostrado na FIG. 30 e o resultado para o α_{TM} é apresentado na FIG. 31. Todavia, para 15% de material físsil, poder-se-ia utilizar o reator LS-VHTR em um intervalo de tempo de queima menor, pois este reator possui densidade de potência específica de 158 MW/tMP contra 103 MW/tMP do reator VHTR.

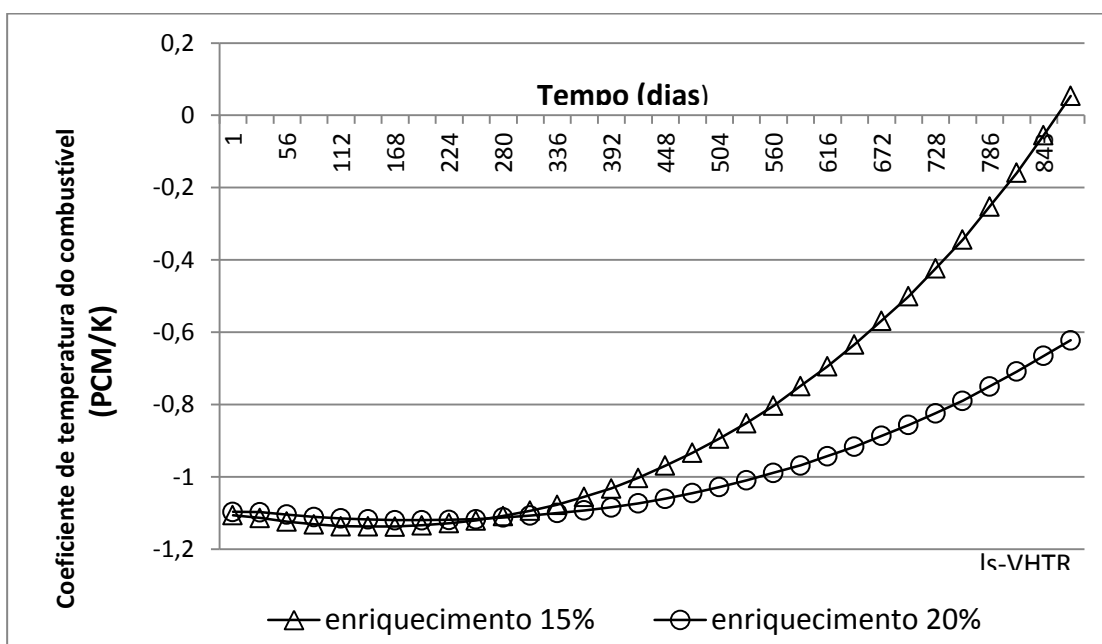


FIGURA 30- Evolução do coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}) para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR 1200 K

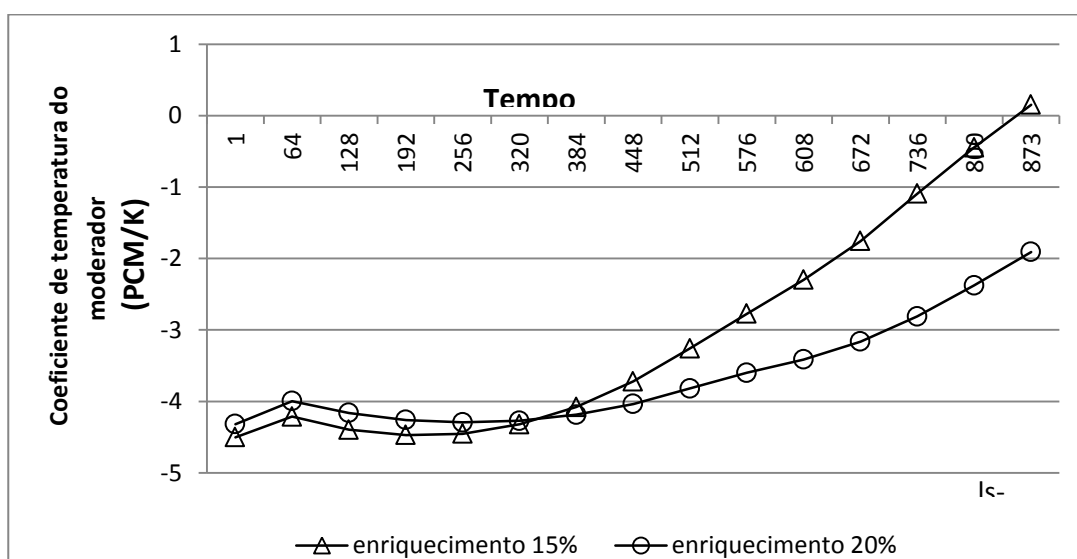


FIGURA 31- Evolução do coeficiente de temperatura do moderador (α_{TM}) para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR 1200 K

As FIG. 32 e 33 apresentam os perfis obtidos para o endurecimento do espectro (ϕ_R/ϕ_T) dos reatores VHTR e LS-VHTR, respectivamente. Para ambos os reatores investigados, o perfil dos espectros de nêutrons mostrou-se mais endurecido para o combustível com 20% de material físsil em comparação ao combustível com 15% deste material. O amortecimento dos espectros individualmente para cada reator, só se observa ao decorrer da queima e está relacionada com as diferentes composições isotópicas que cada combustível apresenta no início e ao longo da queima.

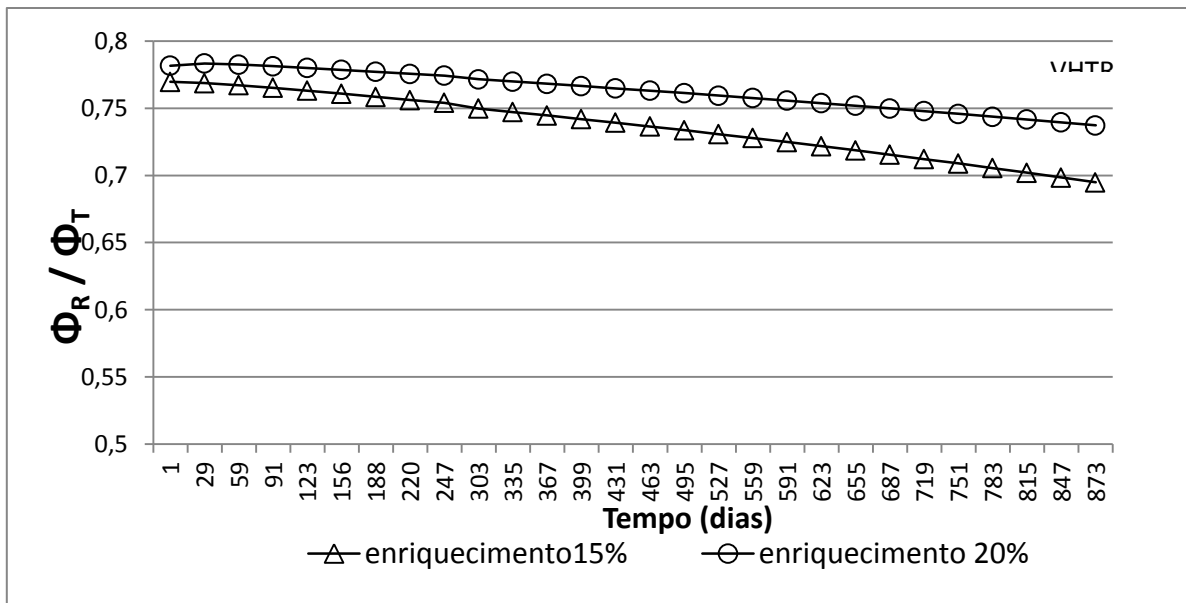


FIGURA 32- Razão entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo total para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) do VHTR

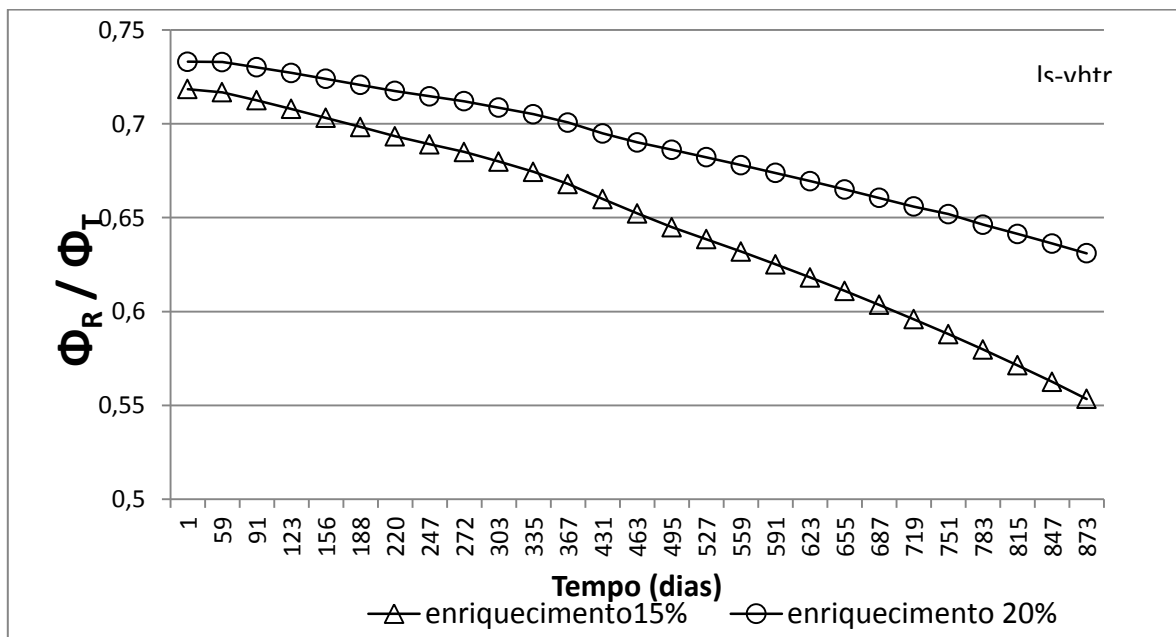


FIGURA 33- Razão entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo total para uma queima de 137,934 GWd/tMP (873 dias) do LS-VHTR

O reator a sal fundido LS-VHTR apresentou, ao final da queima, um baixo valor para o fator de multiplicação ($k_{\text{eff}} \cong 0,8$) como pode ser observado na FIG. 27. Para avaliar as diferenças no EOL, uma análise da composição isotópica do combustível no final da queima foi realizada para ambos os reatores com o combustível com 15% de material físsil. Como pode ser verificado na TAB. 18, ambas as configurações dos reatores possuem a mesma composição isotópica inicial no início do ciclo e tiveram uma taxa de transmutação semelhante para os isótopos físséis ^{239}Pu e ^{241}Pu . No entanto, como o reator a sal fundido LS-VHTR apresenta uma densidade de potência específica 55 MW/tMP mais elevada do que o VHTR, ocorre uma maior razão de transmutação no LS-VHTR.

A maior redução dos isótopos ^{241}Am e ^{238}Pu no final da queima para o reator LS-VHTR também contribui para uma maior razão de transmutação neste reator, pois, tendo estes isótopos um caráter fortemente absorvedor, diminuem o número de nêutrons disponíveis para gerar fissão. Logo, uma menor quantidade de massa dos mesmos favorece as fissões no combustível. Os valores percentuais dos isótopos ao final do ciclo em comparação ao início do ciclo são apresentados na TAB. 18 para ambos os reatores.

TABELA 18- Concentração isotópica no início (BOL) e no final (EOL) do ciclo para ambos os reatores

Isótopos	VHTR e LS-VHTR (%) Massa inicial de metal pesado - BOL	LS-VHTR (%) Massa EOL 873º dia (137,934 GWd/tMP)	VHTR (%) Massa EOL 873º dia (89,919 GWd/tMP)
^{238}Pu	0,414426389	0,374981616	0,43160622
^{239}Pu	10,84942881	1,571126862	3,825119358
^{241}Pu	3,493203446	2,113797901	2,790455918
^{235}U	0,568380561	0,18837163	0,30799531
^{236}U	7,30676E-05	0,075535151	0,059883441
^{238}U	79,64120569	75,80976972	76,99489494
^{237}Np	0,00000000	0,018033196	0,014811423
^{241}Am	0,00000000	0,067563412	0,163868016
^{243}Am	0,00000000	0,602548559	0,511111055
^{242}Cm	0,00000000	0,075939651	0,075386727
^{244}Cm	0,00000000	1,046646856	0,452265664

As análises das simulações realizadas mostraram que a evolução neutrônica ao longo da queima, para ambos os reatores, comportou-se como esperado. Portanto, foi possível concluir, no final desta fase, que os modelos computacionais desenvolvidos e o código utilizado são apropriados para investigações do comportamento neutrônico para reatores nucleares de alta temperatura. O reator resfriado a sal fundido não está descartado para trabalhos futuros, pois, com o mesmo tempo de irradiação do combustível, o reator LS-VHTR possui uma queima maior, devido à sua densidade específica de 158 MW/tMP. Isto lhe fornece uma queima de 137,934 GWd/tMP. Logo, o reator LS-VHTR, com a mesma queima do reator VHTR de 89,919 GWd/tMP aos 873 dias de operação, poderiam-se obter coeficientes adequados em um tempo de operação menor do que ~30 meses, que foi o tempo especificado para este estudo.

Finalmente, todas as análises efetuadas demonstraram que, para a proposta estabelecida para este trabalho, o reator VHTR possui resultados promissores para a continuação do trabalho. Outro fator motivador para escolha do VHTR são os vários trabalhos e pesquisa com os reatores refrigerados a gás e a vantagem de um grande histórico de experimentos de sucesso já realizados em reatores reais. Logo, a última fase da tese foi desenvolvida apenas para o reator VHTR, refrigerado a gás hélio e com de 15% de material físsil.

CAPÍTULO V – ANÁLISE DO REATOR VHTR COM DIFERENTES INSERÇÕES DE TRANSURÂNICOS

V.1 – Metodologia

A segunda fase foi realizada utilizando somente o reator VHTR, com 15% de material físsil e composição do combustível diferente da fase anterior. Nesta etapa, foi utilizado o Pu acrescido dos actinídeos menores Am, Cm e Np, todos provenientes da mesma matriz de material reprocessado apresentado na TAB. 15. O objetivo da fase foi determinar a quantidade máxima de transurânicos que se poderia acrescentar ao combustível para o reator VHTR. A percentagem de transurânico inserido em cada combustível e o percentual do isótopo ^{235}U do material utilizado para dissolvê-lo são mostrados na TAB. 19.

Partiu-se, então, de uma primeira matriz sem inserção de material transurânico, denominada C1. À medida que se inseria transurânicos na composição do combustível, utilizava-se urânio cada vez menos enriquecido, até se chegar à última matriz, denominada C3, com 23,80% de transurânicos inserido. Esta matriz C3, que continua a ter a maior quantidade de Pu, Am, Cm e Np, foi diluída em urânio empobrecido. As composições isotópicas usadas na fase 2 são mostradas na TAB. 20. Os três combustíveis foram avaliados durante uma queima de até 89,919 GWd/tMP, sem nenhum período de recarregamento, à temperatura de aproximadamente 1200 K

TABELA 19- Composição do combustível nos três casos estudados

Exemplos estudados	Porcentagem de ^{235}U na matriz de urânio (%)	Porcentagem do $^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$ no combustível (%)	Porcentagem de inserção de TRU no combustível (%)
C1	15	100	0
C2	8	87,12	12,87
C3	0,02	76,19	23,80

TABELA 20- Porcentagens da composição isotópica dos três casos estudados (VHTR)

Isótopos	Exemplos estudados		
	C1	C2	C3
²³⁸ Pu	0,00000	0,19774	0,36568
²³⁷ Np	0,00000	0,37333	0,69042
²⁴¹ Am	0,00000	0,40018	0,74007
²⁴³ Am	0,00000	0,15028	0,27792
²⁴² Cm	0,00000	0,00001	0,00002
²⁴³ Cm	0,00000	0,00049	0,00090
²⁴⁴ Cm	0,00000	0,03669	0,06786
²³⁵ U	13,22005	6,14419	0,13436
²³⁸ U	74,91361	70,65816	67,0438
²³⁹ Pu	0,00000	5,77014	10,6709
²⁴⁰ Pu	0,00000	2,41981	4,47506
²⁴¹ Pu	0,00000	1,30798	2,41890
²⁴² Pu	0,00000	0,68865	1,27356
²⁴² Am	0,00000	0,00107	0,00198
¹⁶ O	11,86634	11,85128	11,83848

V.1 – Resultados

A FIG. 34 apresenta o fator de multiplicação para as três composições propostas. Os valores de k_{eff} à temperatura de operação para os três casos estudados nesta fase apresentaram uma pequena variação no início e durante a queima. Os casos C2 e C3 mantiveram concordância no início do ciclo, com um valor acima do caso C1. Esta pequena variação deve-se ao fato de os casos C2 e C3 possuírem material transurânico na sua matriz inicial.

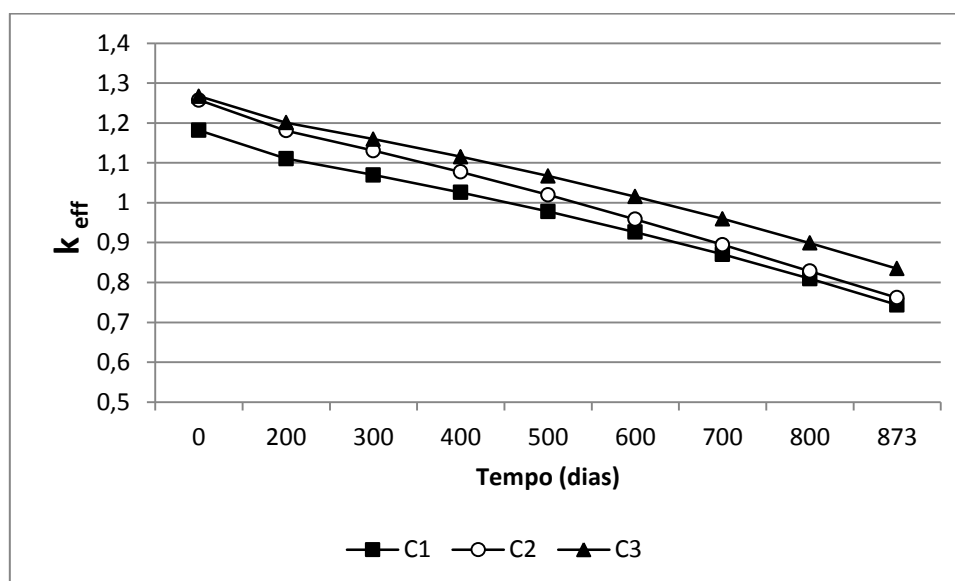


FIGURA 34- Evolução do k_{eff} dos três casos simulados para o reator VHTR no código WIMSD5, para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) a 1200 K

Os coeficientes de temperatura do combustível (α_{TF}) (FIG. 35), obtidos ao acrescentar 50 K à temperatura de operação para os combustíveis C1 e C2, permaneceram negativos até atingirem uma queima de ~112,270 GWd/tMP aproximadamente (1100 dias). O combustível C3 apresentou valores positivos a 93,730 GWd/tMP, aproximadamente 910 dias, porém dentro do intervalo de 30 meses estipulados para a tese. Os coeficientes de temperatura do moderador (α_{TM}) apresentaram resultados satisfatórios para todos os três casos, permanecendo negativos por todo o período especificado de queima, como mostra a FIG. 36.

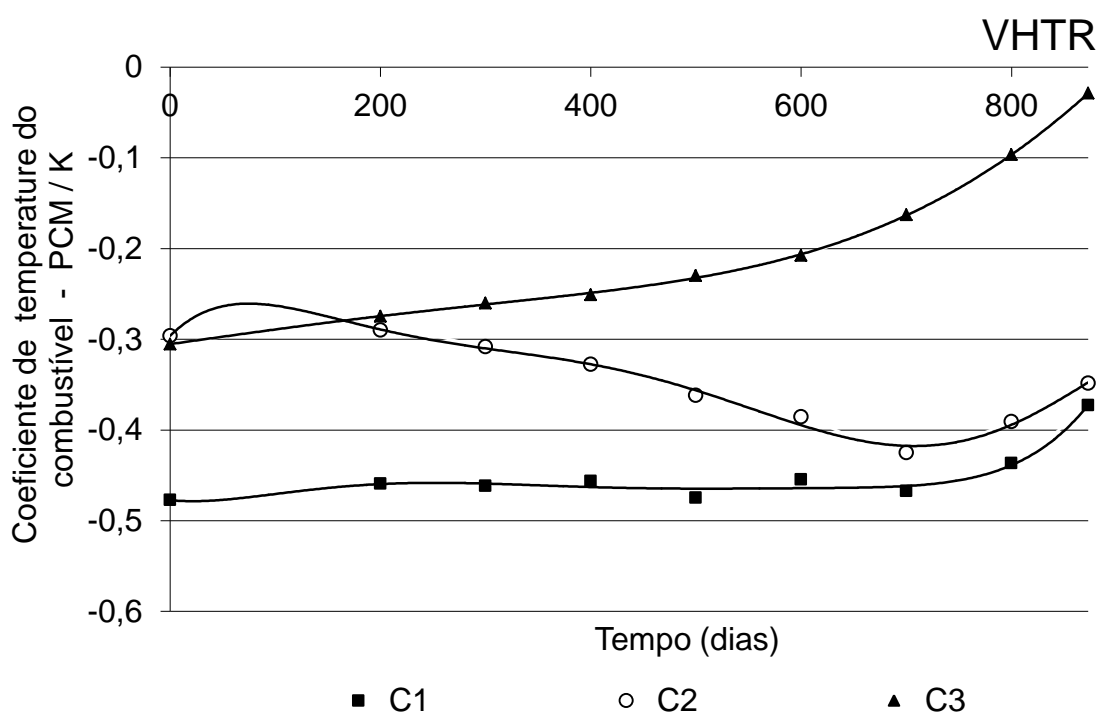


FIGURA 35- Evolução do coeficiente de temperatura do combustível dos três casos simulados para o reator VHTR no código WIMSD5, de 89,919 GWd/tMP.

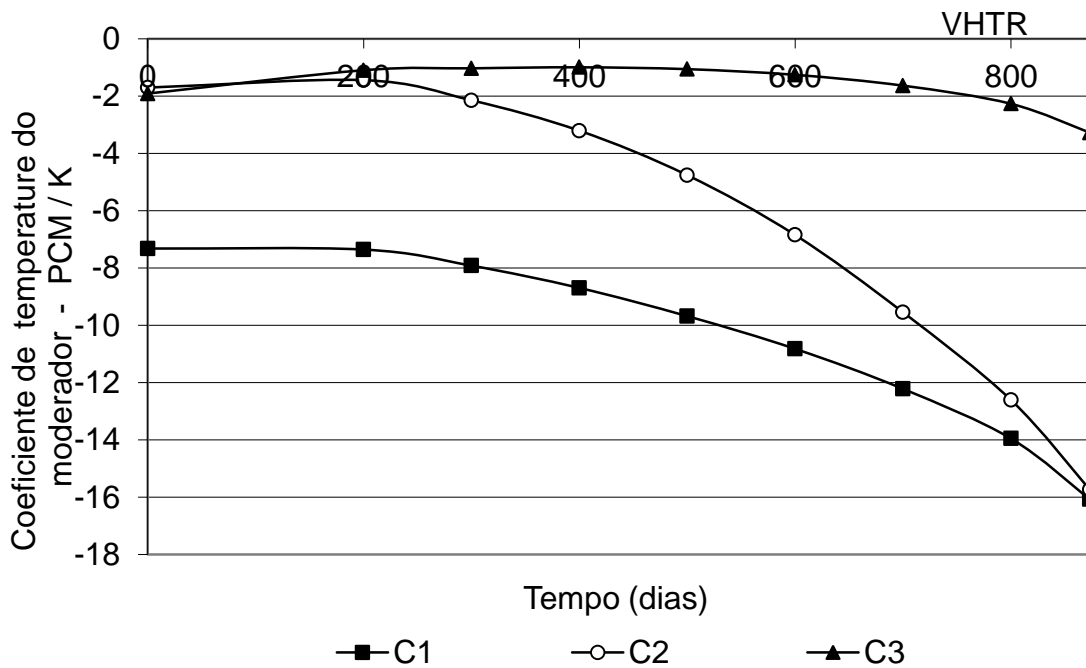


FIGURA 36- Evolução do coeficiente de temperatura do moderador dos três casos simulados para o reator VHTR no código WIMSD5 a 1200 K, de 89,919 GWd/tMP.

Pode-se concluir pela FIG. 37, que ao longo da queima há um amolecimento do espectro, mas ocorre um endurecimento do espectro à medida que a quantidade de transurânicos inserida nas matrizes dos combustíveis aumenta. Percebe-se que o caso C3 (inserção de 23,80% de TRU) possui a maior razão de endurecimento entre os exemplos analisados, no início e durante todo o ciclo.

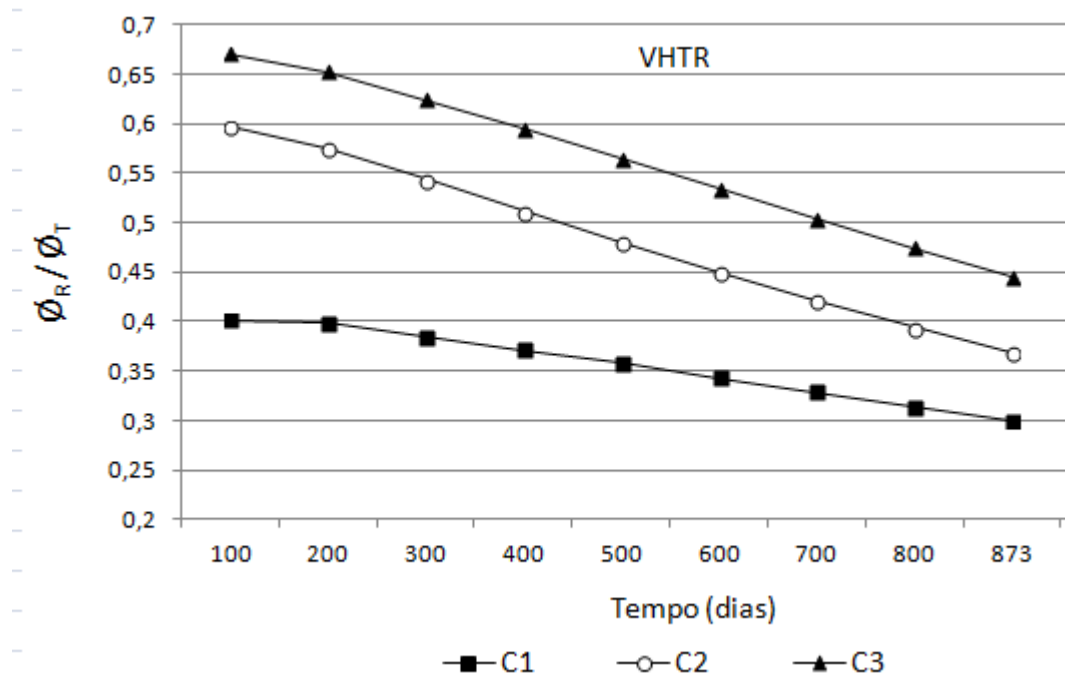


FIGURA 37- Razão entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo total do VHTR, para uma queima de 89,919 GWd/tMP (873 dias) a 1200

Os resultados mostraram que é possível aumentar a porcentagem de TRU no combustível variando-se a relação de V_M/V_F do núcleo do reator, desde que não se ultrapasse o limite de queima do combustível no qual os coeficientes tornam-se positivos, respeitando-se assim os parâmetros de segurança.

Pode-se concluir ao final desta fase, que é preciso pesquisar parâmetros nos quais seja possível utilizar o máximo de material reprocessado possível, dando um caráter não-proliferante e sustentável ao ciclo do combustível de um reator tipo VHTR. Um dos parâmetros, entre outros, que pode ser investigado nas etapas posteriores é o valor da razão V_M/V_F do núcleo do reator.

Analisando a evolução dos isótopos ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am e ^{237}Np (FIG. 38) para os combustíveis C2 (12,80% de inserção de material físsil) e C3 (23,80% de inserção), percebeu-se uma redução na sua massa no decorrer de uma queima de 89,919 GWd/tMP (~873 dias) a 1200 K. Os valores percentuais da razão de transmutação dos isótopos acima encontram-se na TAB. 21. O combustível C1 não foi usado para comparação, pois não apresenta material transurânico na composição inicial.

TABELA 21- Percentual de redução dos combustíveis com inserção de TRU, após 89,919 GWd/tMP

	Razão de transmutação (%)	
	C2 (12,87% TRU)	C3 (23,80% TRU)
^{239}Pu	68,65032	73,7875
^{241}Pu	17,95107	23,16296
^{241}Am	32,77836	35,43651
^{237}Np	14,3769	17,79816

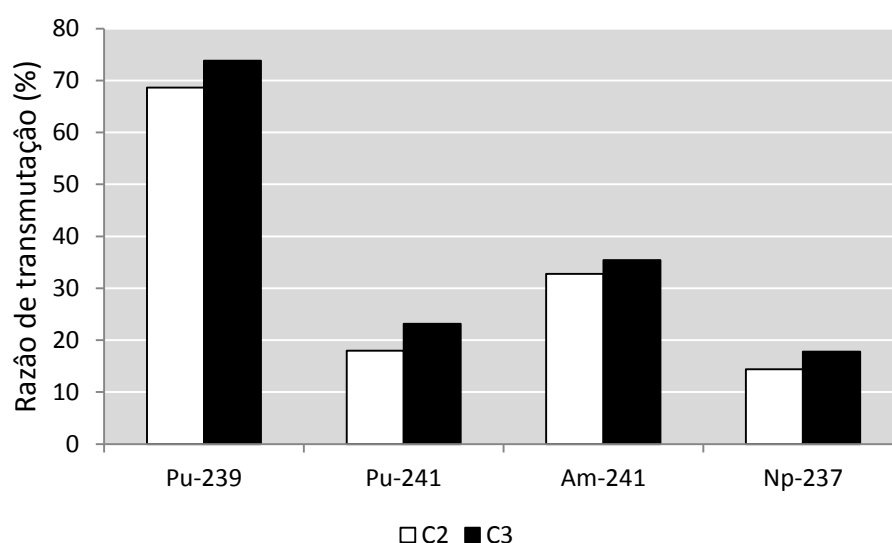


FIGURA 38- Razão de transmutação dos isótopos ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am e ^{237}Np , para os combustíveis C2 e C3

CAPÍTULO VI – AVALIAÇÃO DO FATOR DE TRANSMUTAÇÃO DO VHTR CARREGADO COM TRANSURÂNICOS, DISOLVIDO EM URÂNIO EMPOBRECIDO E EM TÓRIO NATURAL

VI.1 – Metodologia

Na terceira fase do trabalho foram utilizadas duas matrizes de combustível com 15% de material físsil, utilizando a maior quantidade de TRU inserida. Neste combustível, o material transurânico reprocessado (TAB. 15) foi diluído com dois diferentes elementos: urânio empobrecido e tório natural. Finalmente, foi modificada a razão V_M/V_F do núcleo do reator, de forma a alcançar taxas de transmutação mais eficientes. As composições isotópicas das duas matrizes designadas como U-TRU e Th-TRU são apresentadas na TAB. 22.

TABELA 22- Composição isotópica da matriz do combustível nuclear, com 15% de material físsil.

	Combustível U-TRU U empobrecido (0,2% U ²³⁵) 23,80 % de inserção (TRU)	Combustível Th-TRU Tório natural 24,04 % de inserção (TRU)
²³² Th	-----	6,68 E+01
²³⁵ U	0,13 E+0	-----
²³⁸ U	6,70 E+1	-----
²³⁷ Np	6,90 E-1	6,95 E-01
²³⁸ Pu	3,65 E-1	3,68 E-01
²³⁹ Pu	1,06 E+1	1,07 E+01
²⁴⁰ Pu	4,47E+0	4,51 E+00
²⁴¹ Pu	2,41 E+0	2,43 E+00
²⁴² Pu	1,27 E+0	1,28 E+00
²⁴¹ Am	7,40 E-1	7,45 E-01
²⁴² Am	1,97 E-3	1,99 E-03
²⁴³ Am	2,77 E-1	2,80 E-01
²⁴² Cm	1,69 E-5	1,71 E-05
²⁴³ Cm	9,02 E-4	9,09 E-04
²⁴⁴ Cm	6,78 E-2	6,83 E-02
¹⁶ O	1,18 E+1	1,20 E+01

A parte final da tese consistiu em variar a razão V_M/V_F para obter diferentes frações de empacotamento (pf) da partícula TRISO no pino, de forma a obter um fator de multiplicação efetivo k_{eff} , ao redor do ponto de valor máximo, para analisarmos o comportamento do combustível. Foram então calculados nove casos, denominados N1, N2, N3, N4, N5, N6, N7, N8 e N9. O fator de empacotamento e o V_M/V_F correspondente estão mostrados na TAB. 23, para os combustíveis tipo U-TRU e Th-TRU.

TABELA 23- Diferentes TRISO fração de empacotamento (pf) do núcleo do reator

Casos	TRISO fração de empacotamento – pf	Raio núcleo de combustível - <i>input</i>	V_M/V_F
N1	20%	1,6550	802,319
N2	25 %	1,8399	648,973
N3	30 %	2,0160	540,381
N4	35 %	2,1770	463,266
N5	40 %	2,3275	405,167
N6	45 %	2,4800	356,751
N7	50 %	2,6150	320,766
N8	55 %	2,7450	291,011
N9	60 %	2,8700	266,128

A mudança do valor da fração de empacotamento (pf) na modelagem no código WIMSD5 para reator VHTR foi feita utilizando diferentes valores para o raio (R1) do pino de combustível que contém as partículas TRISO. As diferentes camadas da partícula TRISO no pino são ilustradas na FIG. 39. Esta figura mostra uma representação no código WIMSD5 do pino de combustível simplificada para duas zonas, uma zona interna denominada R1 (zona do núcleo combustível) e uma zona externa denominada R2 (material moderador de grafite).

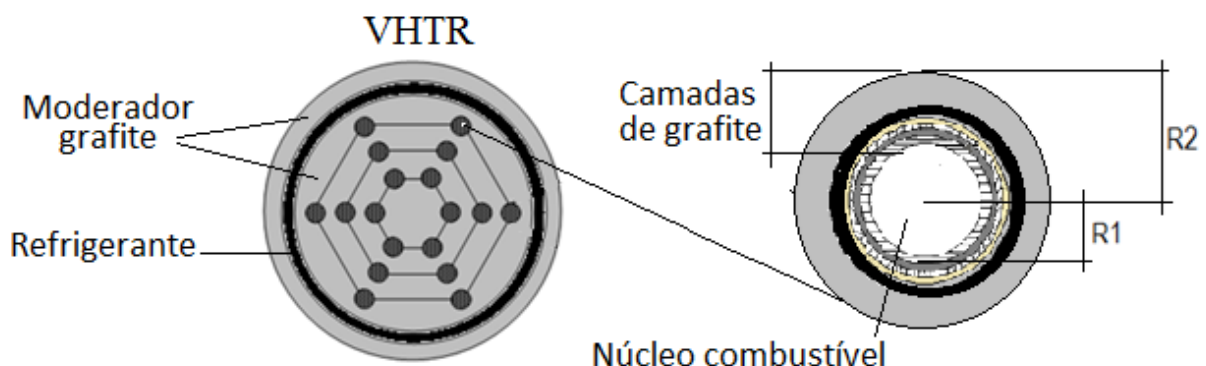


FIGURA 39- Geometria do núcleo simulado para o reator VHTR

Para a simulação, o valor de R2 do pino foi mantido constante e R1 foi aumentado na entrada código para obter a percentagem desejada para os valores da fração de empacotamento, pf: 20%, 25%, 30%, 35%, 40%, 45%, 50%, 55% e 60% de material combustível. A FIG. 40 ilustra três pinos de combustível, com diferentes porcentagens de fração de empacotamento da partícula TRISO.

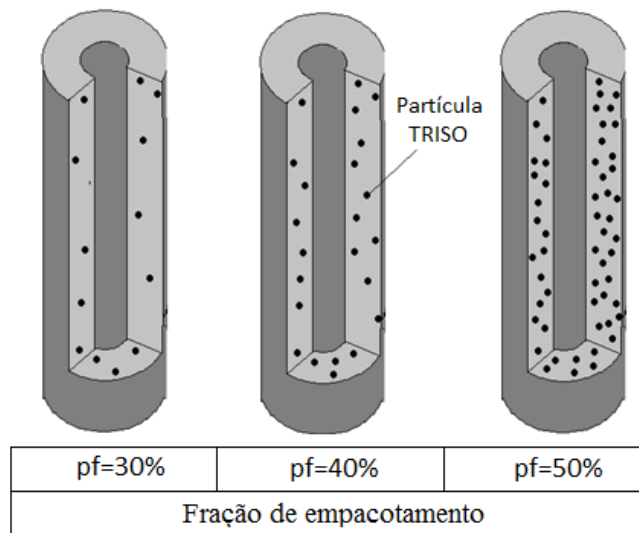


FIGURA 40- Diferentes homogeneizações do pino de combustível contendo as partículas TRISO

VI.1 – Resultados

A variação do k_{eff} em função do fator de empacotamento (pf) é mostrada na FIG. 41. Analisando o gráfico pode-se concluir que, à medida que se aumenta a razão V_M/V_F , a curva de reatividade cresce e atinge um máximo em pf~ 40% e descrece em seguida. Logo, após identificação do ponto com maior valor do fator de multiplicação (caso N5, pf=40%), prosseguiram-se os estudos com os casos N3, N4, N5, N6 e N7, que são os pontos pertencentes à região com os valores mais altos de k_{eff} .

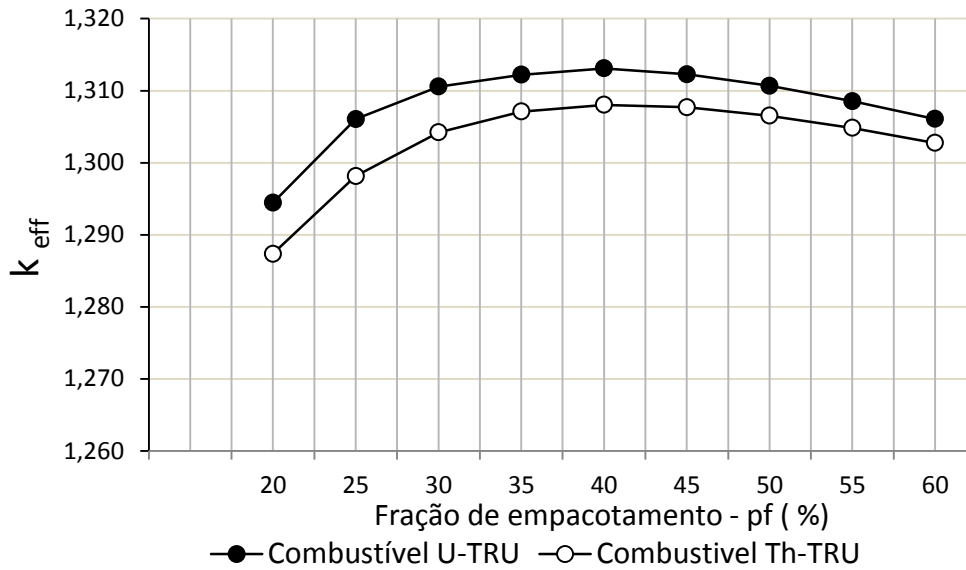


FIGURA 41- Fator pf das partículas TRISO *versus* k_{eff} no reator VHTR carregado com urânio e tório, em potência máxima (1200 K)

Um amolecimento do espectro é observado durante a queima para todos os casos. Todavia, os fatores de empacotamento maiores apresentaram um espectro mais endurecido (FIG. 42 e 43). Como os combustíveis U-TRU e Th-TRU apresentam comportamento semelhante em relação à mudança para faixa rápida, a razão de transmutação de transurânicos foi alvo de análise na etapa final do trabalho.

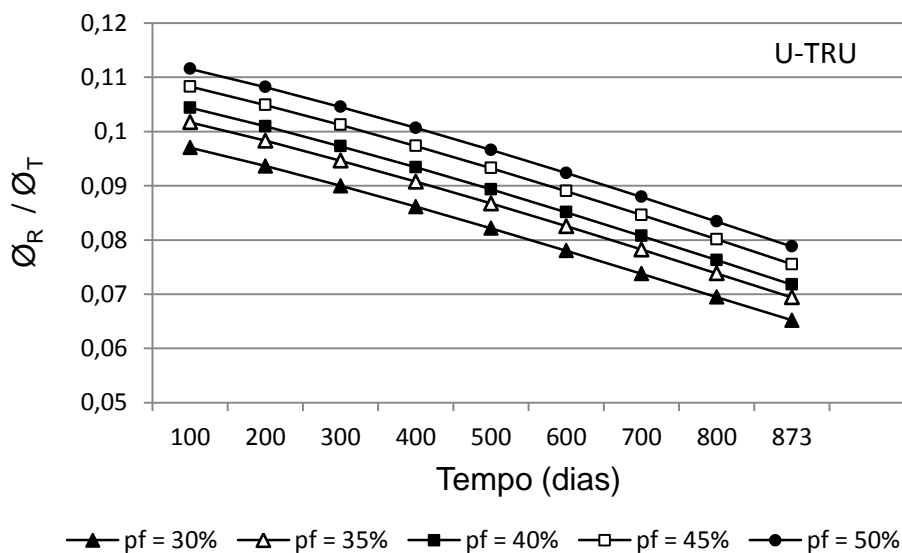


FIGURA 42 - Endurecimento do espectro do combustível U-TRU

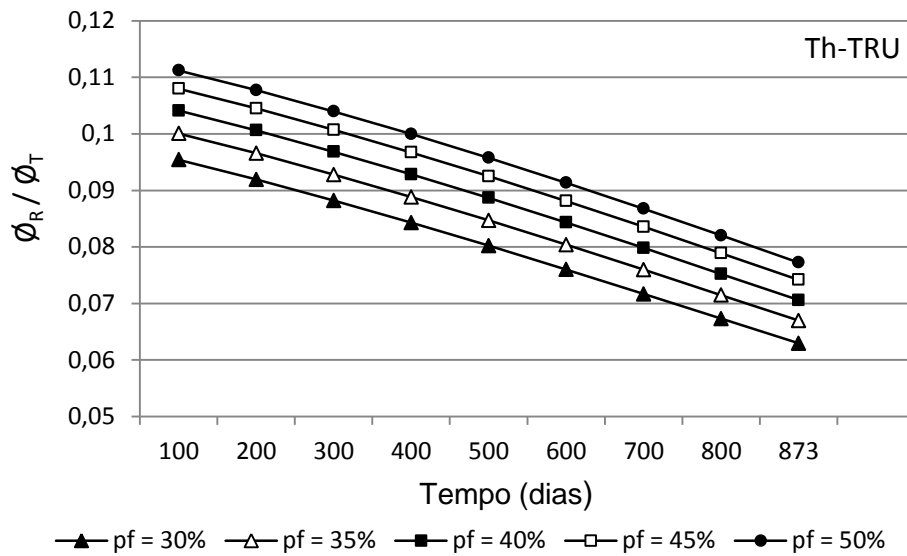


FIGURA 43- Endurecimento do espectro do combustível Th-TRU

Os resultados para os casos N3 a N7 não apresentaram diferenças significativas no valor do fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) durante um período de queima de 89,919 GWd/ tMP sem paradas para reabastecimento, para os diferentes valores de pf. Isso pode ser observado na FIG. 44 para o combustível de urânio e, na FIG. 45, para o tório. O comportamento do fator de multiplicação efetivo durante a queima permaneceu praticamente o mesmo, com uma pequena diferença no final do ciclo. Os valores de k_{eff} do combustível à base tório ficaram ligeiramente menores do que os de urânio após uma queima no período de ~873 dias. Somente o caso com pf=30% ficou com valor abaixo de $k_{eff}=0,9$ (FIG. 45).

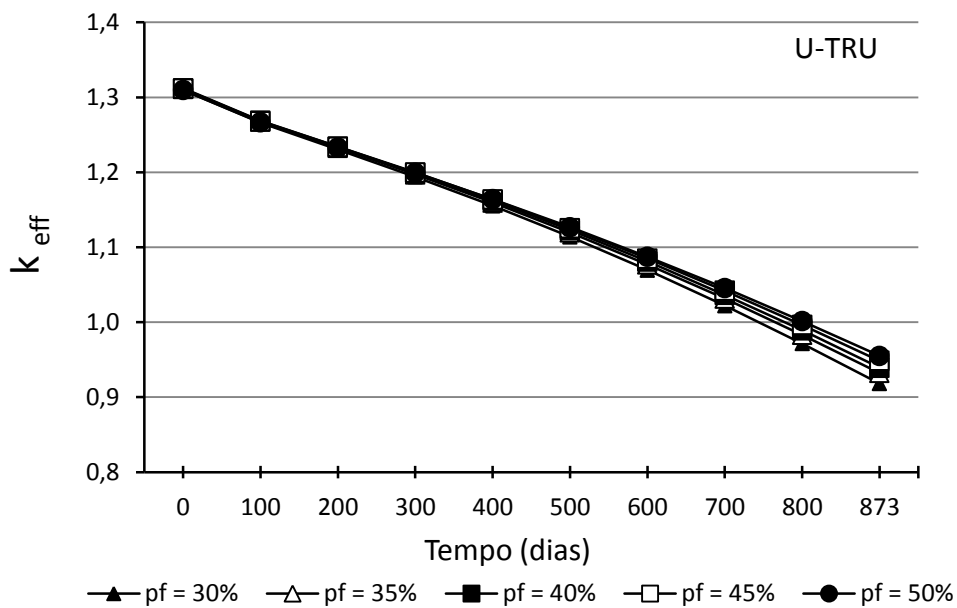


FIGURA 44- Fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) do combustível U-TRU, em potência de operação a 1200 K

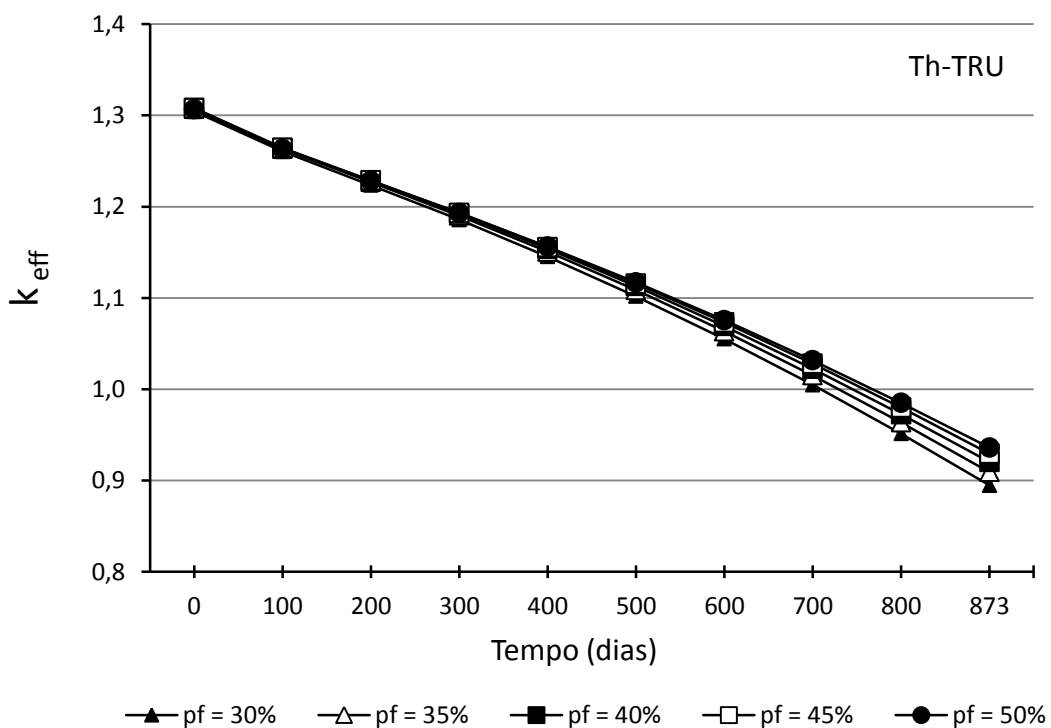


FIGURA 45- Fator de multiplicação efetivo (k_{eff}) do combustível Th-TRU, em potência de operação a 1200 K

Para uma queima de 89,919 GWd/tMP, à temperatura de 1200 K, os resultados mostraram-se bons para ambos os combustíveis e para todo pf, uma vez que todos os parâmetros apresentam um comportamento ideal e valores negativos durante a queima, mantendo-se dentro de limites seguros para todo o período de queima estipulada. Os resultados para os coeficientes do combustível U-TRU são apresentados na FIG. 46 para o α_{TF} e, na FIG. 47, para o α_{TM} . O mesmo procedimento ocorreu para a matriz à base de tório; o α_{TF} encontra-se na FIG. 48 e o α_{TM} na FIG. 49, para o combustível Th-TRU.

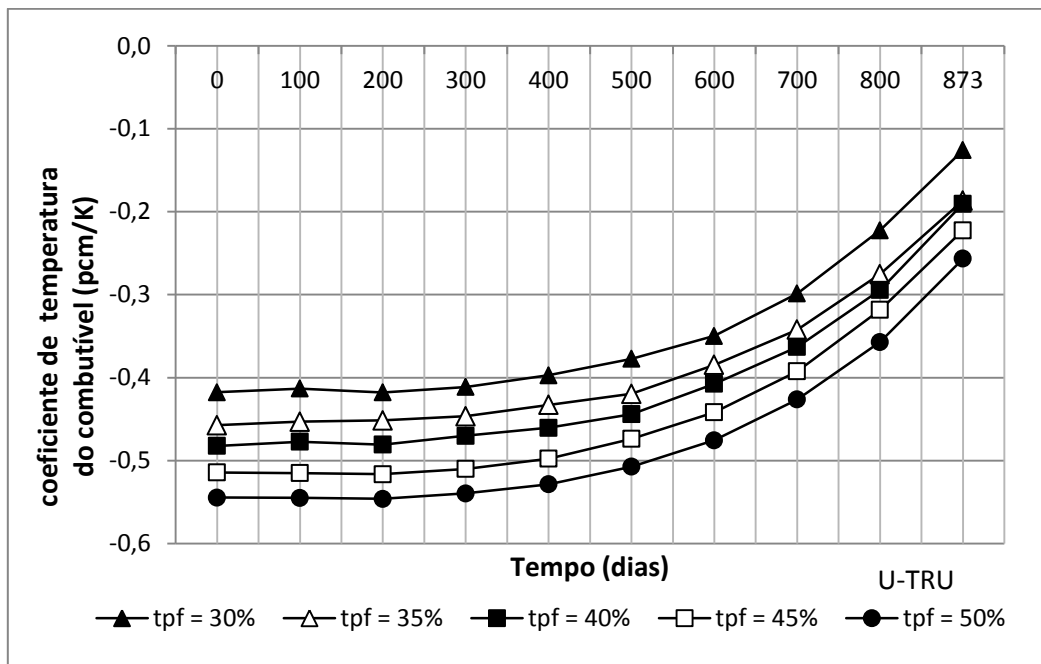


FIGURA 46- Coeficiente de reatividade de temperatura do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K

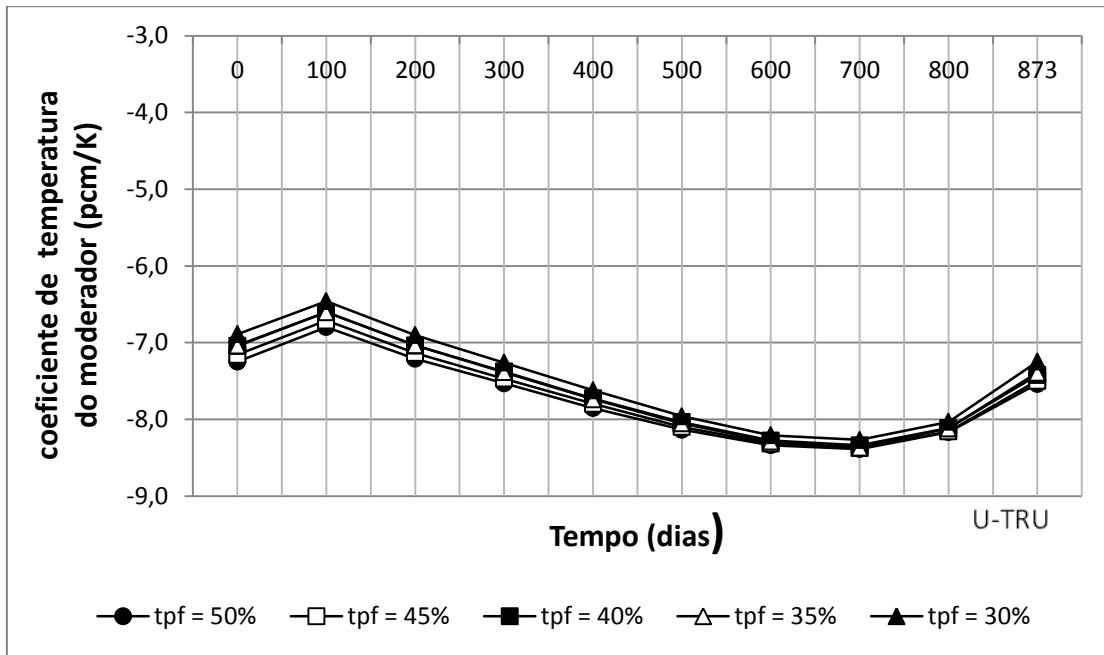


FIGURA 47- Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K

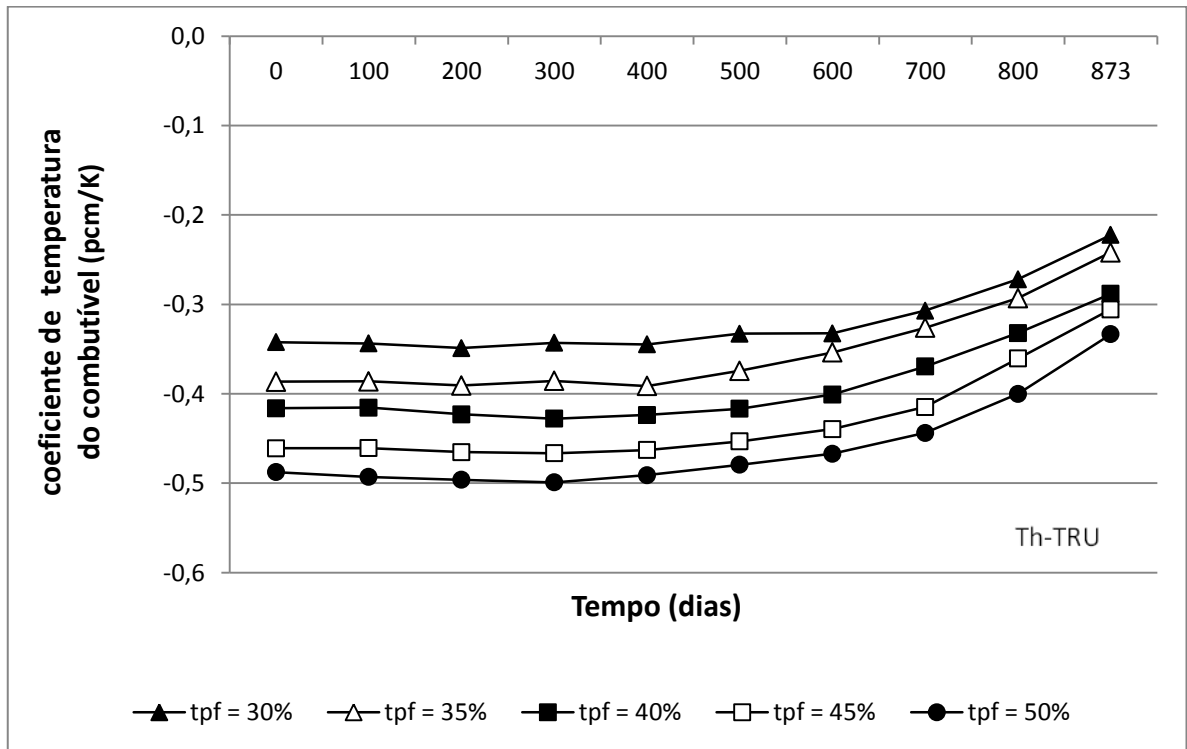


FIGURA 48- Coeficiente de reatividade de temperatura do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K

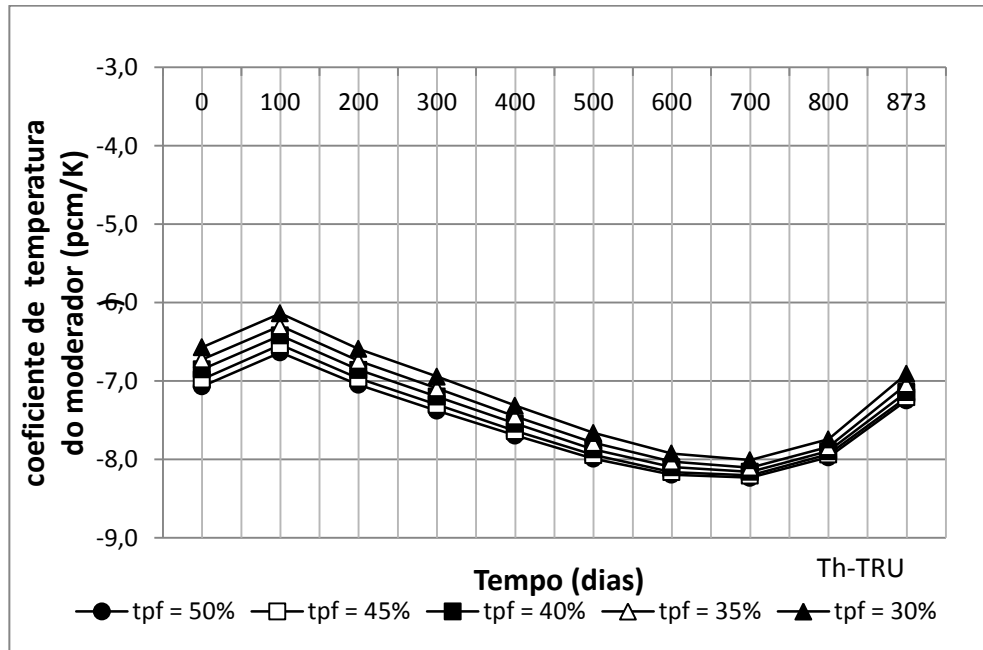


FIGURA 49- Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K

Os cálculos dos coeficientes foram efetuados por duas metodologias diferentes. A primeira foi utilizada para calcular o coeficiente de temperatura total (α_{core}), considerando o aumento da temperatura de todas as regiões do núcleo: moderador, combustível e refrigerante simultaneamente. A segunda foi usada para calcular o coeficiente de temperatura total ($\alpha_{core} = \alpha_{TM} + \alpha_{TF}$) a partir da soma do coeficiente de temperatura do combustível (α_{TF}) com o coeficiente de temperatura moderador (α_{TM}), calculados separadamente.

Os resultados apresentaram valores semelhantes para as duas metodologias e todos os coeficientes totais permaneceram negativos durante o período de queima. Os coeficientes do combustível de urânio empobrecido são mostrados nas FIG. 50 e 51 enquanto as FIG. 52 e 53 apresentam os resultados para o combustível à base de tório natural.

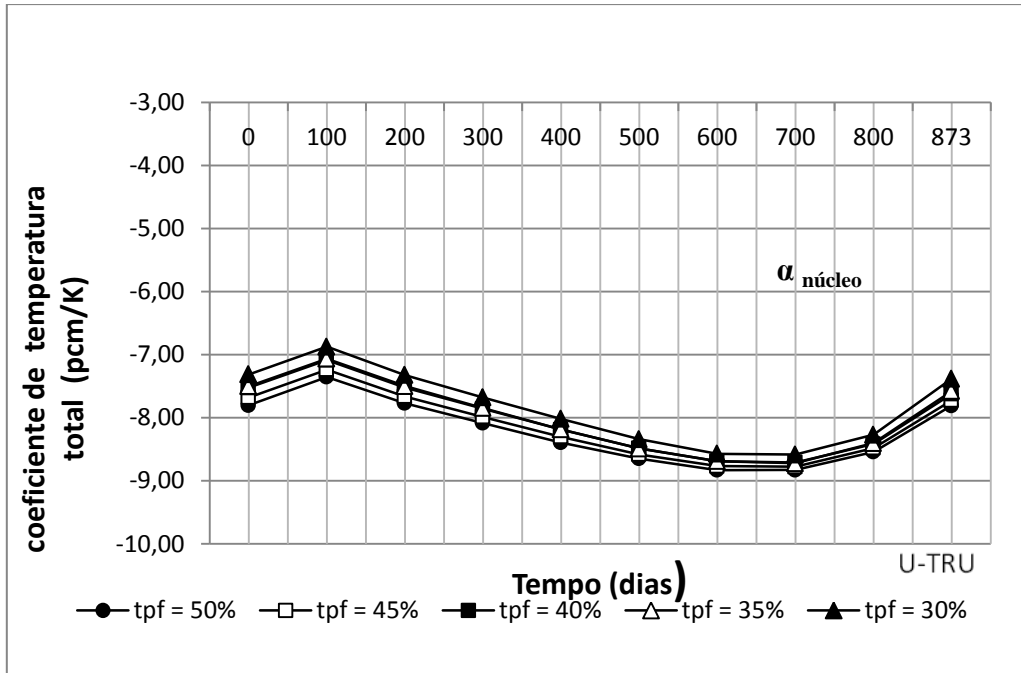


FIGURA 50- Coeficiente de reatividade total de temperatura (α_{CORE}) do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K

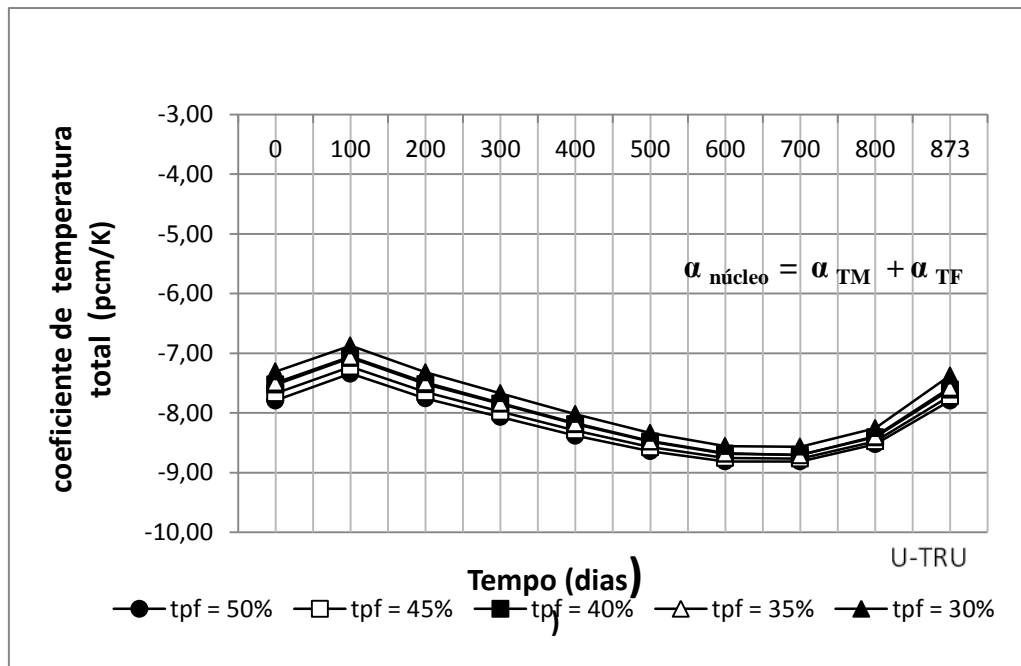


FIGURA 51- Coeficiente de reatividade de temperatura (α_{CORE}) do combustível U-TRU em potência de operação a 1200 K

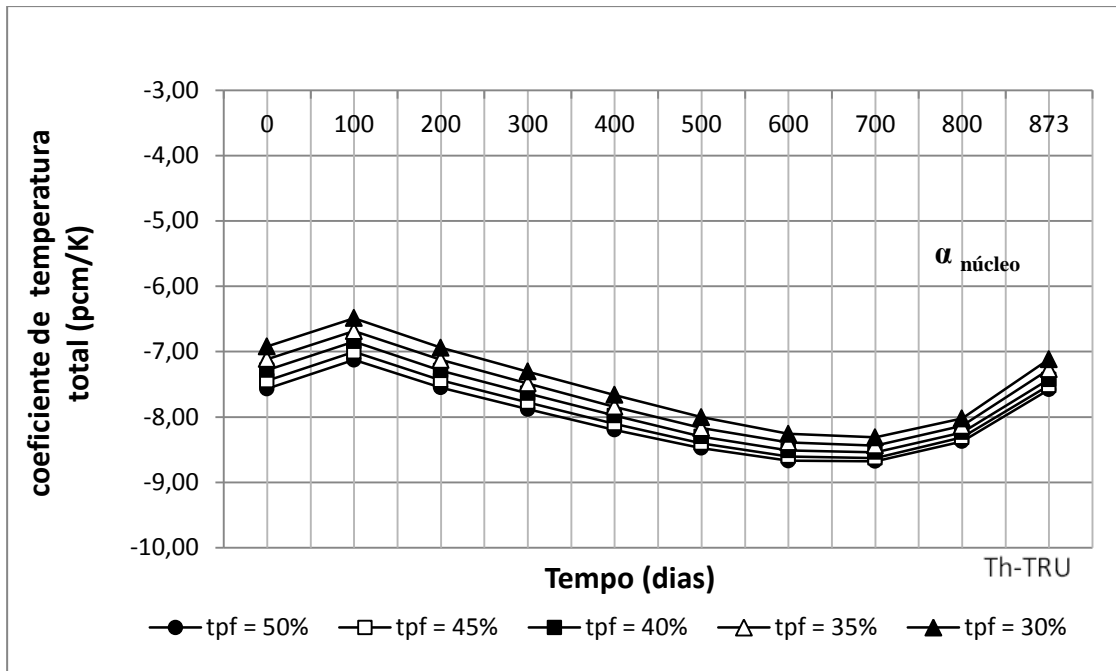


FIGURA 52- Coeficiente de reatividade total de temperatura (α_{CORE}) do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K

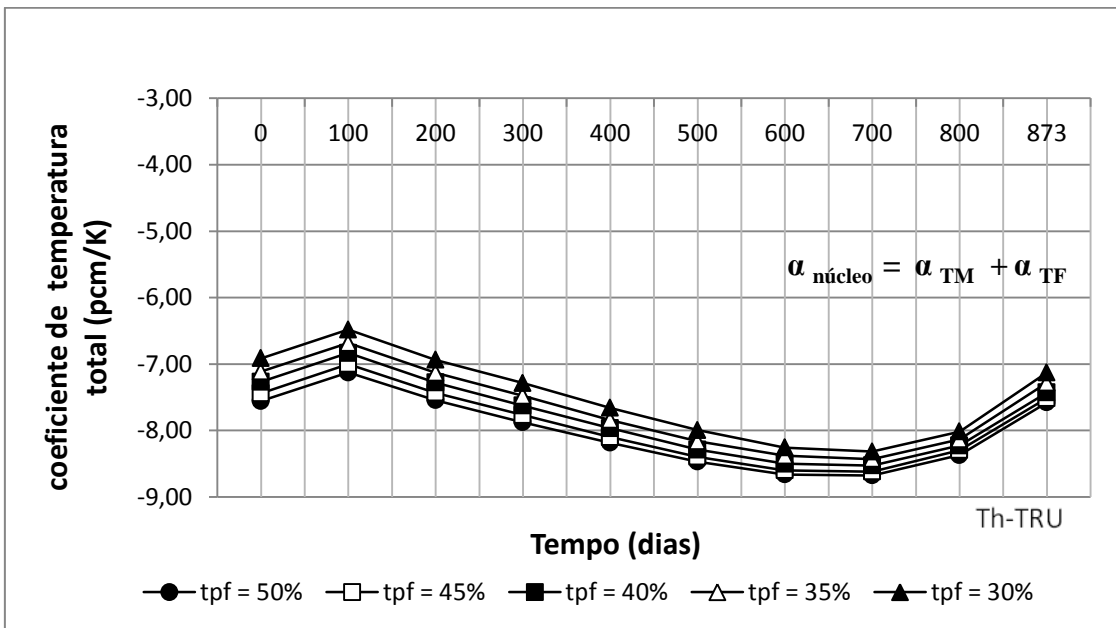


FIGURA 53- Coeficiente de reatividade de temperatura (α_{CORE}) do combustível Th-TRU em potência de operação a 1200 K

Os valores da razão da porcentagem de cada isótopo no final do ciclo (EOL), referente à sua massa no início do ciclo (BOL), são apresentados nas TAB. 24 e 25 a seguir. A TAB. 24 apresenta a variação percentual dos isótopos para os casos investigados, em uma matriz de combustível à base de urânio empobrecido que contém 23,80% de inserção de material TRU. Já a TAB. 25 apresenta os resultados da composição isotópica de metais pesados no fim de vida do núcleo, para o combustível à base de tório com 24,04% de inserção de TRU.

TABELA 24- Variação percentual de composição isotópica, para cada valor de pf, estudada sobre o núcleo ativo do combustível de urânio

U-TRU	pf=30%	pf=35%	pf=40%	pf=45%	pf=50%
²³⁵ U	-33,70757319	-33,8359143	-39,53754773	-39,64971362	-39,75365931
²³⁸ U	-0,799461642	-0,862987887	-9,491251682	-9,548855989	-9,600538358
²³⁸ Pu	86,84366364	90,32668772	74,31800237	77,42499013	80,09080142
²³⁹ Pu	-76,77523777	-76,19375	-78,0827106	-77,57245245	-77,13746603
²⁴⁰ Pu	19,68279789	18,53436356	7,885319235	6,945099634	6,182187881
²⁴¹ Pu	-24,60737652	-23,48125652	-30,84296572	-28,67851261	-27,90550443
²⁴² Pu	38,66545633	37,21506585	27,686522	23,59038644	22,48350192
²³⁷ Np	-28,70841793	-29,5325108	-35,79728252	-36,49018689	-37,08105576
²⁴¹ Am	-46,04079214	-46,23191269	-53,91955158	-51,05837325	-51,21571436
²⁴² Am	262,7566843	266,2176793	214,3761584	240,1666269	243,161507
²⁴³ Am	45,34314701	48,95961806	40,85935946	40,28512698	42,76241629
²⁴³ Cm	82,82298022	94,96498915	86,96204087	92,17312968	102,8057819
²⁴⁴ Cm	113,7747983	125,9145411	121,0257249	121,3783519	130,9287116

TABELA 25- Variação percentual de composição isotópica, para cada valor de pf, estudada sobre o núcleo ativo do combustível de tório

Th-TRU	pf=30%	pf=35%	pf=40%	pf=45%	pf=50%
²³³ Pa	3,8551E+100	3,9773E+100	4,0958E+100	4,2207E+100	4,3348E+100
²³² Th	-0,854830971	-0,894043401	-0,937869058	-0,980541408	-1,020907145
²³⁸ Pu	85,12970638	88,43865756	91,60285552	94,8699891	97,80794316
²³⁹ Pu	-79,5567894	-79,22747386	-78,92446961	-78,62190819	-78,35739298
²⁴⁰ Pu	18,21815197	16,92980077	15,77753055	14,65972241	13,71069005
²⁴¹ Pu	-25,64738559	-24,62667089	-23,71101528	-22,82589247	-22,07734647
²⁴² Pu	39,68949333	38,35227388	37,07454208	35,76456171	34,59328147
²³⁷ Np	-28,73766037	-29,60521665	-30,40660338	-31,20799011	-31,90870865
²⁴¹ Am	-46,56279863	-46,82056392	-47,07409035	-47,34049431	-47,58119687
²⁴² Am	261,9298397	264,4094856	266,9896034	269,8148725	272,4673301
²⁴³ Am	44,02681734	47,61814819	50,88574491	54,08418614	56,81150563
²⁴³ Cm	78,697474	89,90720584	101,3124354	113,7964896	125,6393471
²⁴⁴ Cm	109,5214511	121,2388751	132,530351	144,2442205	154,8010988

Por fim, foi iniciada a análise do real potencial de transmutação dos principais isótopos no núcleo simulado para os dois combustíveis. O isótopo que apresentou maior variação em redução de massa em todos os casos foi o ^{239}Pu , como pode ser visto nas TAB. 24 e 25. A FIG. 54 mostra a razão de transmutação e a diminuição da massa do isótopo ^{239}Pu , para os casos estudados. Neste caso, ^{239}Pu , o combustível com tório, sofreu maior redução, em média 78,35 %, apresentando pequena diminuição na razão de transmutação à medida que aumenta-se o fator de empacotamento pf. O combustível com urânio apresentou uma média de 77,13% na razão de transmutação e não mostrou comportamento linear, apresentando para pf=40%, a maior razão de transmutação.

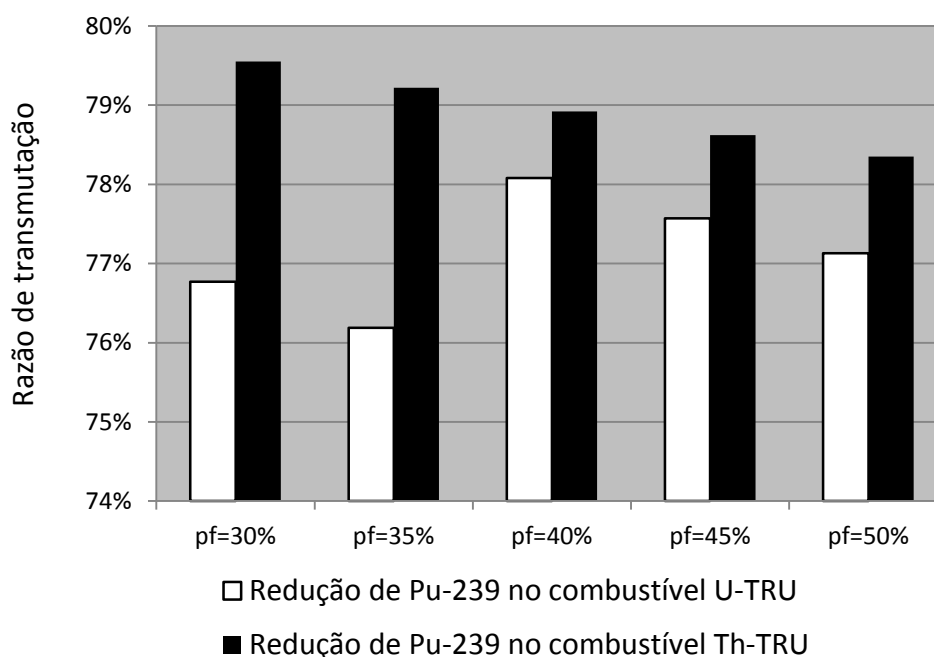


FIGURA 54- Razão de transmutação do isótopo ^{239}Pu sobre a carga da massa inicial

O isótopo ^{241}Pu presente nos núcleos também teve uma diminuição na massa final após o período de queima, mas com razão menor do que o isótopo de ^{239}Pu , como é possível observar na FIG. 55. O combustível à base de urânio, para este isótopo, apresentou porcentagens de transmutação superiores às do combustível tório para os fatores de empacotamento de 40%, 45% e 50%; em média transmutou 27,9 % do material. Com o aumento do pf, o combustível à base urânio sofreu inicialmente um aumento na sua razão de transmutação, atingindo o pico a pf=40% e diminuindo posteriormente. O combustível à base tório manteve o comportamento apresentado para o isótopo ^{239}Pu , com uma razão mais elevada de transmutação com pf menores e decrescendo à medida que se aumentava a fração de empacotamento no núcleo, com média de 22,07%.

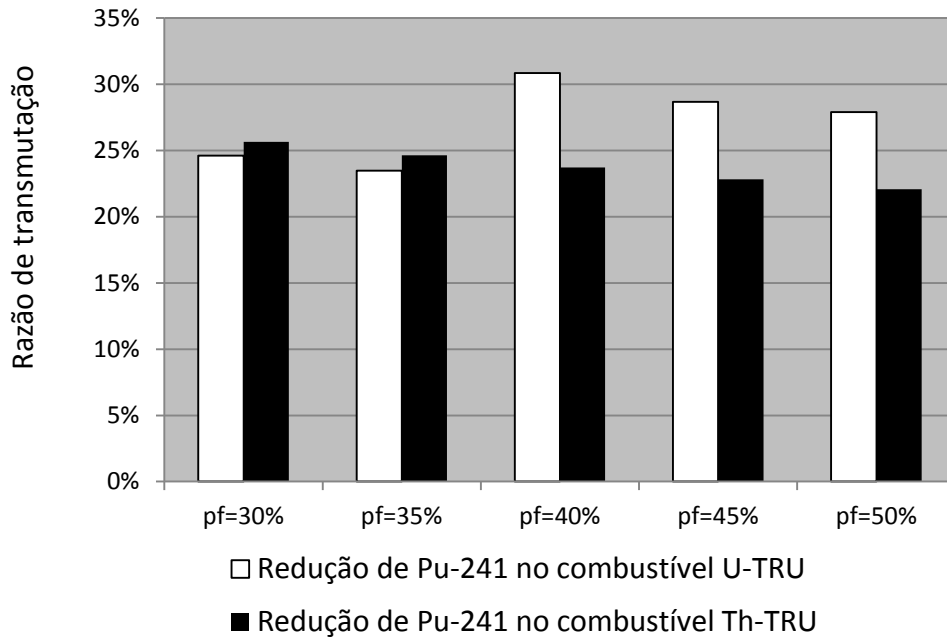


FIGURA 55- Razão de transmutação do isótopo ^{241}Pu sobre a carga da massa inicial

A FIG. 56 mostra a diminuição da massa de isótopo ^{241}Am carregado no núcleo. Para o combustível à base urânio, o perfil de transmutação teve comportamento semelhante ao do isótopo ^{241}Pu , começando com uma menor redução do isótopo e atingindo o pico em pf=40%. O combustível com tório manteve-se com taxas inferiores na matriz em relação ao urânio para o ^{241}Am , para fatores de empacotamento de 40%, 45% e 50%, apresentando porcentagens praticamente iguais para os diferentes fatores de empacotamento.

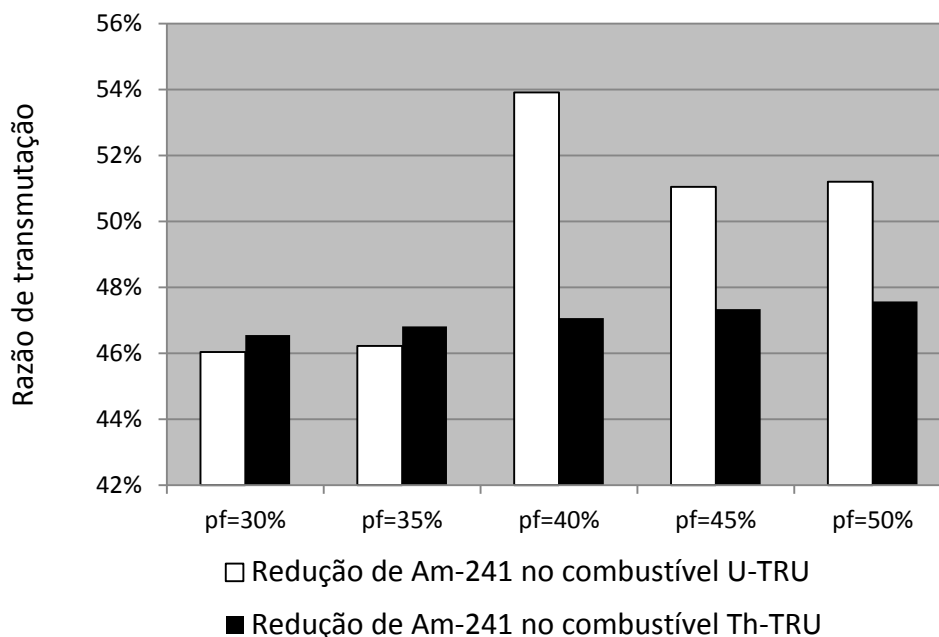


FIGURA 56- Razão de transmutação do isótopo ^{241}Am sobre a carga da massa inicial

A massa do isótopo ^{237}Np também diminuiu, conforme mostrado na FIG. 57. Para o combustível com tório, a média de razão de transmutação foi de 31,90%, sendo praticamente constante para os diferentes pf. O combustível à base urânio apresentou um resultado diferente dos outros isótopos analisados tendo, após pf=40%, um aumento discreto na porcentagem de transmutação à medida que se aumentava a fração pf do núcleo. Para o urânio, a média de redução foi de 37,08% de redução.

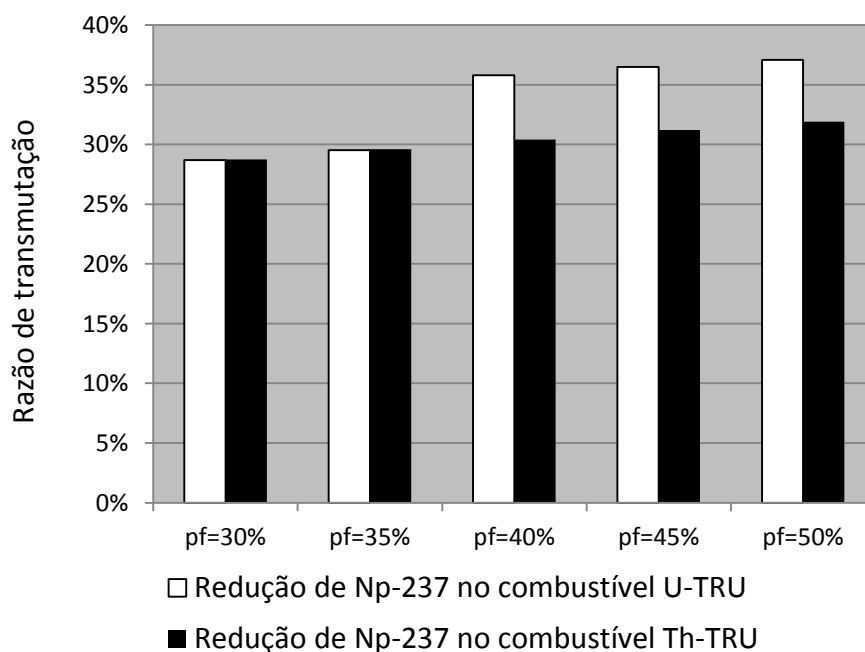


FIGURA 57- Razão de transmutação do isótopo ^{237}Np sobre a carga da massa inicial

O aumento de ^{238}Pu observado nas TAB. 24 e 25 pode ser devido às transmutações que ocorrem no ^{237}Np . O ^{237}Np possui uma grande seção de choque de absorção na faixa térmica. Após uma absorção neutrônica, o ^{237}Np transmuta em ^{238}Np o qual, após um decaimento beta, transmuta-se em ^{238}Pu , definindo também o motivo da redução de ^{237}Np apresentada. Além disso, o ^{238}Pu e ^{242}Pu são absorvedores e o aumento de sua massa no decorrer dos ciclos também contribui para a redução nos valores de k_{eff} , juntamente com a depleção do ^{239}Pu , que é o material físsil presente na composição do combustível.

Os combustíveis reprocessados apresentaram bons resultados de transmutação, mas existem algumas peculiaridades que devem ser avaliadas. Como dito anteriormente, o combustível à base de tório produz ^{233}U através de captura neutrônica a partir do tório natural ^{232}Th , que se torna ^{233}Th . O isótopo ^{233}Th decai em protactínio e, finalmente, em ^{233}U , após decaimentos beta. A evolução de ^{233}U no núcleo a partir da matriz de tório pode ser vista na FIG. 58, para todos os cinco casos estudados

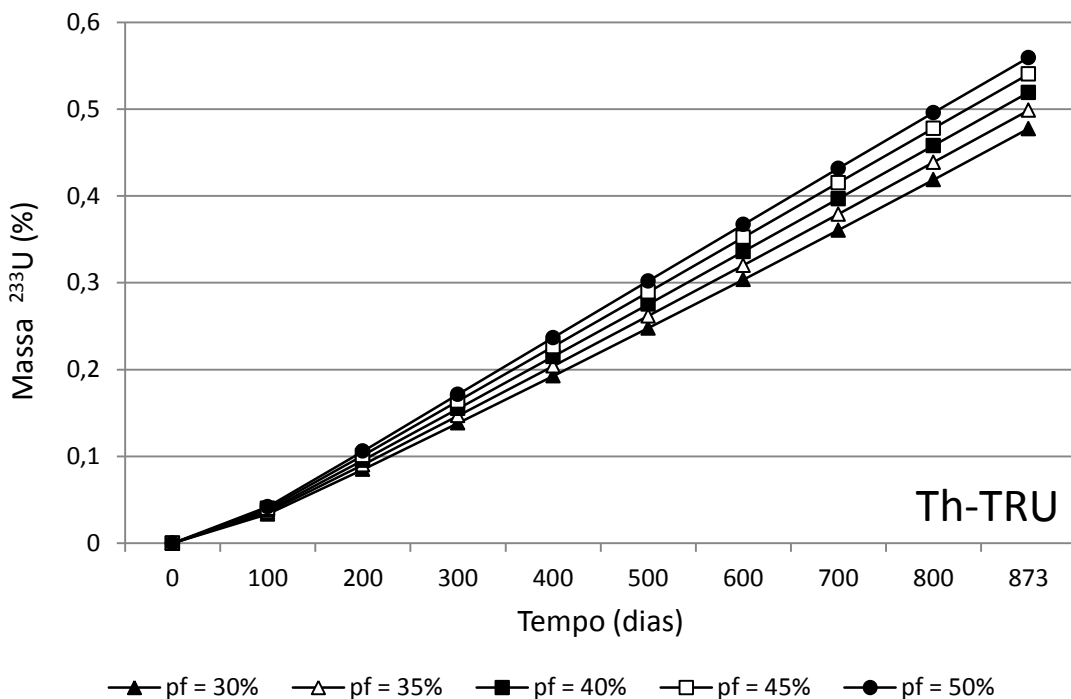


FIGURA 58- Evolução da massa do ^{233}U no combustível de tório

CONCLUSÕES

As análises das simulações realizadas mostraram que a evolução neutrônica ao longo da queima, para ambos os reatores, comportou-se como esperado. Portanto, foi possível concluir, no final da tese, que os modelos computacionais desenvolvidos são apropriados para investigações do comportamento neutrônico para reatores nucleares de alta temperatura.

Na fase 1, o modelo do reator VHTR apresentou valores satisfatórios acima de 0,9 no final da queima para o valor do fator de multiplicação. Para o reator LS-VHTR, o combustível com 20% de material físsil apresentou valores semelhantes aos do reator VHTR. Mas, no final da queima, para 15% de material físsil, o k_{eff} apresentou valores abaixo de 0,9. Foi observado que os valores dos coeficientes α_{TF} e α_{TM} para o reator VHTR permaneceram negativos ao longo de todo o período de queima, garantindo o funcionamento seguro do sistema. Porém, para o LS-VHTR com 15% de material físsil, os coeficientes atingiram valores positivos para o α_{TF} a 135,406 GWd/tMP e 130,034 GW_d/tMP para o α_{TM} . Todavia, para 15% de material físsil, poder-se-ia utilizar o reator LS-VHTR em um intervalo de tempo de queima diferente, pois este reator possui uma densidade de potência específica de 158 MW/tMP contra 103 MW/tMP do reator VHTR.

A BOL, as configurações dos reatores possuíam a mesma composição isotópica inicial no início do ciclo e tiveram uma taxa de transmutação semelhante para os isótopos físsis ^{239}Pu e ^{241}Pu . No entanto, com o reator a sal fundido, uma maior razão de transmutação foi constatada. A maior diminuição dos isótopos de ^{241}Am no final da queima para o reator LS-VHTR também contribui para uma maior razão de transmutação neste reator. Tendo estes isótopos um caráter fortemente absorvedor, diminuem o número de nêutrons disponíveis para gerar fissão. Logo, uma menor quantidade de massa dos mesmos favorece as fissões no combustível. O reator resfriado a sal fundido não está descartado para trabalhos futuros. O LS-VHTR poderia obter coeficientes adequados em um tempo de operação menor do que ~30 meses, tempo este determinado para o presente estudo.

Na segunda fase, utilizou-se o reator VHTR e avaliaram-se os diferentes percentuais de inserção dos transurânicos na composição inicial do combustível. Os resultados obtidos para os parâmetros neutrônicos analisados mantiveram-se bons, dentro dos limites de segurança. Isto demonstra a viabilidade do uso de diferentes matrizes inovadoras de combustível utilizando-se U-TRU em reatores de alta temperatura.

Na última fase da tese, o núcleo do VHTR foi modelado utilizando diferentes fatores de empacotamento e duas matrizes de combustível, uma diluída com urânio empobrecido U-TRU e outra com tório natural Th-TRU. O reator teve sua razão V_M/V_F modificada de forma a obter diferentes fatores de empacotamento. Esta variação no pf foi feita de pf=20% até uma fração de pf= 60%. Após a obtenção do k_{eff} máximo, ao redor de pf=40% para ambos combustíveis, os estudos foram continuados para pf=30%, pf=35%, pf=40%, pf=45% e pf=50%.

Analisando-se os resultados dos parâmetros neutrônicos para os combustíveis nesta faixa de empacotamento, observou-se um comportamento semelhante do fator de multiplicação para o combustível à base de urânio e tório, com uma pequena diferença no final do ciclo (EOL). O valor do k_{eff} do combustível com tório é ligeiramente menor do que a matriz com urânio no EOL, indicando assim uma maior queima do material físsil presente no combustível inicial.

Os coeficientes de temperatura do moderador e os coeficientes de temperatura do combustível foram calculados para os dois combustíveis e todos os parâmetros apresentaram um comportamento negativo. O coeficiente de temperatura total foi calculado por duas metodologias de cálculo diferentes. A primeira levou em conta o aumento da temperatura de todas as regiões do núcleo ativo para ambos os combustíveis de forma homogênea. Na segunda abordagem, foi considerado o aumento de temperatura em duas regiões diferentes do núcleo, a região do combustível e a região do moderador. O coeficiente de temperatura do combustível e o coeficiente de temperatura do moderador foram ambos calculados separadamente e feita a soma do resultado das duas regiões para a obtenção do coeficiente total.

O resultado da razão da fração dos isótopos presentes no combustível no início e no final do ciclo (EOL / BOL) demonstrou a viabilidade das matrizes de combustível propostas neste estudo. A composição isotópica do isótopo ^{235}U , bem como ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{237}Np e ^{241}Am diminuíram para todas as diferentes frações das partículas TRISO simuladas. Outros isótopos com quantidades menores no combustível tiveram suas quantidades aumentadas a EOL. Os resultados apresentaram boa diminuição de massa de transurânicos carregados inicialmente no reator. Para o combustível à base de urânio, o isótopo ^{239}Pu teve uma redução de 77,13% na sua massa. Para o isótopo ^{241}Pu ocorreu uma redução de 27,90%. O combustível à base de tório obteve 78,35% de redução para o ^{239}Pu e 22,07% para ^{241}Pu .

Ocorreu também diminuição dos actínídeos menores; houve diminuição de 37,08% de ^{237}Np para o (U-TRU) O_2 e 51,21% de diminuição do ^{241}Am . Para o combustível (Th-TRU) O_2 obteve-se 31,90% de redução do isótopo ^{237}Np e 47,58% de ^{241}Am . Os resultados demonstram que, para os dois ciclos do combustível propostos, urânio ou tório, a utilização dos combustíveis reprocessados pode ter um impacto significativo sobre o problema da destinação final relacionada com combustíveis usados vindos de reatores do tipo LWR, podendo utilizar de forma eficaz os elementos TRU físséis para gerar energia.

A viabilidade da reciclagem do plutônio em um reator VHTR típico, carregado com combustível nuclear dissolvido em urânio empobrecido ou em tório natural, foi investigada para analisar o comportamento dos dois combustíveis; os resultados mostraram o grande potencial de ambas as matrizes. A utilização do combustível tipo óxido misto Th-Pu-AM modifica consideravelmente as taxas de consumo dos isótopos de plutônio, devido à não geração do plutônio na cadeia de desintegração do tório. Os bons resultados apresentados neste trabalho demonstraram a utilização do tório natural juntamente com o plutônio, sinalizando uma futura economia de urânio, juntamente com tecnologias de reprocessamento resistentes à proliferação.

Considerando as análises dos parâmetros neutrônicos e a evolução do combustível inicial dos óxidos (U-TRU) O_2 e (Th-TRU) O_2 , observou-se que diferentes frações (pf) de inserção de material transurânico reprocessado podem ser usadas para a composição da matriz de combustível inicial. Concluiu-se que o uso de diferentes percentagens de pf, para ambos combustíveis estudados, pode ser aplicado para reatores de alta temperatura tipo VHTR, em diferentes estratégias para transmutar um isótopo ou um grupo de isótopos de interesse econômico e/ou ambiental, de forma eficiente e segura. Finalmente, todas as análises efetuadas demonstraram que, para a proposta estabelecida para este trabalho, o reator VHTR possui resultados promissores para a continuação do estudo.

BIBLIOGRAFIA

AEO. **Annual Energy Outlook**. Energy Information Administration, Office of Integrated Analysis and Forecasting, U.S. (2012).

ALAJO A.B.; TSVETKOV P.V. **Impact of PWR spent fuel variations on back-end features of advanced fuel cycles with tru-fueled VHTRs**. Annals of Nuclear Energy, v. 38, p.88–97, 2011.

ARNDT E.; FICHER R. **Design status of the HTR 500 power plant and the HTR module power plant**. IAEA Technical Committee Meeting on GCR Technology, 1989.

ASKEW J.R.; FAYERS F.J.; KEMSHELL F.B. **A General Description of the Lattice Code WIMSD5**. Journal of the British Nuclear Engineering Society, v.5, p. 564, 1966.

BACCAGLINI G.; BALL S.; BURCHELL T.; CORWIN B.; FEWELL T.; LABAR M.; MACDONALD P.; RITTENHOUSE P.; SHABER E.; SOUTHWORTH F.; VOLLMAN R. **Very High Temperature Reactor (VHTR) Survey of Materials Research and Development Needs to Support Early Deployment**. INEEL/EXT-03-00141, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Idaho, U.S., 2003.

BAIRIOT H. **Laying the Foundations for Plutonium Recycle in Light Water Reactor**. Nuclear Engineering International, p. 27-32, 1984.

BARROS, G. P. Dissertação mestrado. **Estudo Inicial de um ADS para Produção de ²³³U Utilizando o Código MCNPX. 2009**. Departamento de engenharia nuclear, UFMG, 2009.

BENOIST P. **General Formulation of the Diffusion Coefficient in a Medium Which May Contain Cavities**. AERE Trans. 842, Atomic Energy Research Establishment, 1959.

BENOIST P. **A Simple New Expression of the Radial Diffusion Coefficient for Fuelled Channels**. AEEW Trans. 4, Atomic Energy Establishment of Winfrith, 1962.

BOCZAR P.G.; CHAN P.S.W.; DYCK G.R.; ELLIS R.J.; JONES R.T.; SULLIVAN J.D.; TAYLOR P. **Thorium fuel cycle studies for Candu reactors**. IAEA, Vienna 2002.

CAMPOLINA D. M. A.; PEREIRA C. **Avaliação da Capacidade de Transmutação de um Reator HTR-PBMR**. UFMG, 2005.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F. **AHTR versus MHTGR for hydrogen production**. International Nuclear Atlantic Conference - INAC , Santos 2007.

CARDOSO F.S. Dissertação de mestrado: **Reatores avançados de alta temperatura: avaliação neutrônica preliminar utilizando os códigos WIMSD5 e MCNP**. Universidade Federal de Minas Gerais, 2008.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C., VELOSO M.A.F. E COSTA A.L. **A Neutronic Evaluation of VHTR and LS-VHTR**. Advancements in nuclear instrumentation, measurement methods and their applications-ANIMMA, Marseille, 2009a.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **A preliminary neutronic evaluation and depletion study of VHTR and LS-VHTR Using: WIMSD5 and MCNP.** International Nuclear Atlantic Conference - INAC, Rio de Janeiro, 2009b.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L.; GILBERTI M. **A preliminary neutronic evaluation and depletion study of HTR using WIMSD5 and MCNPX2.6.0 codes.** 8th International Conference on Mathematical Problems in Engineering Aerospace and Sciences-ICNPAA, São José dos Campos, 2010.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Neutronic evaluation and depletion study of a VHTR reactor using reprocessed fuel - triso packing fraction variation.** International Nuclear Atlantic Conference - INAC, Belo Horizonte, 2011.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L.; CUNHA R. **A Neutronic Evaluation of Reprocess Fuel and Depletion Study of VHTR Using MCNPX and WIMSD5 Code.** Fusion Science and Technology, N1T, v. 61, p. 338-342, 2012a.

CARDOSO F.S.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Shifting study of a VHTR using reprocessed fuel with various TRISO packing fractions.** Nuclear Engineering and Design, v. 248, p. 42–47, 2012b.

CHANG G.S.; LILLO M.A.; MAKI J.T.; PETTI D.A. **Improving the AGR fuel testing power density profile versus irradiation time in the advanced test reactor.** INL/CON-08-14951, Idaho National Laboratory, Idaho, U.S., 2009.

CLIFF B.D.; HAWKES G.L. **Thermal-Hydraulic Analyses of the LS-VHTR.** INL/CON-05-00942, Idaho National Laboratory, Idaho, U.S., 2006.

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.

CROUCH E.A.C.; HARWELL A.E.R.E. **Fission-product Yields from Neutron-induced Fission.** Atomic data and nuclear tables, v.19, p.417-532, 1977.

DENT K.H. **The Advanced gas cooled reactor system.** UKAEA, TGR-Report-1432-R,1967.

DEL CUI G.D.; SPENCER B.B.; FORSBERG C.W.; COLLINS E.D.; RICKMAN W.S. **TRISO-Coated Fuel Processing to Support High-Temperature Gas-Cooled.** ORNL/TM-2002/156, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2002.

DIEVOET J.V.; BAIRIOT H.; BASTARD G.L.; PEKAREK H.; ROEPENACK H. **Mox Fuel and its fabrication in Europe.** American Nuclear Society-ANS, v.61, p.293-317, 1990.

DUDERSTADT, J.J.; HAMILTON L.J. **Nuclear Reactor Analysis.** John Wiley & Sons, ISBN 0-471-22363-8, U.S., 1976.

EOM T.Y.; DO J.B.; CHOI Y.D.; PARK K.K.; CHOI I.K. **Thorium fuel cycle concept for Kaeri's accelerator driven system project.** IAEA-TECDOC-1319, Vienna, 2002.

FIRESTONE R.B.; EKSTRÖM L.P. *Lawrence Berkeley National Laboratory - LBNL*, U.S.,2004. Disponível em: <<http://ie.lbl.gov/toi/>> Acesso em: 28 Nov. 2012.

FORSBERG C.W. **Advanced-High-Temperature-Reactor Spent-Fuel Characteristics and Repository Impacts**. 11th International High-Level Radioactive Waste Management Conference-IHLRWM, p.798–804, Las Vegas, Nevada, 2006.

FORSBERG C.W.; PETERSON P.F.; OTT L.J. **The Advanced High-Temperature Reactor (AHTR) for Producing Hydrogen to Manufacture Liquid Fuels**. DE-AC05-00OR22725, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2004.

GUIMARÃES L.S.; MATTOS J.R.L.; GOLDEMBERG J. **Energia Nuclear e Sustentabilidade**. ISBN: 9788521205715, Blusher, Brasil, 2010.

GUIMARÃES L.S.; MATTOS J.R.L. **A Opção Nuclear para Contribuir com uma Produção Limpa e Sustentável de Eletricidade**. 3rd International Workshop Advances in Cleaner Production, SP, 2011.

HAAS D.; VANDERGHEYNST A.; VLIET V.J.; LORENZELLI R.; NIGON J.L. **Mixed-Oxide Fuel Fabrication Technology and Experience at the Belgonucléaire and CFCa Plants and Further Developments for the MELOX Plant**. Nuclear Technology, v. 106, p. 60-70, 1994.

DOE. **Fundamentals HANDBOOK, nuclear physics and reactor theory**. DOE-HDBK-1019/2-93, Department of Energy/US, 1993.

HAYNER G.O.; SHABER E.L.; MIZIA R.E.; BRATTON R.L. **Next Generation Nuclear Plant Materials Research and Development Program Plan**. INEEL/EXT-04-02347, Idaho National Engineering and Environment Laboratories, Idaho, U.S., 2004.

HERRING J.S.; MACDONALD P.E. **Advanced proliferation resistant, lower cost, uranium-thorium dioxide fuels for light water reactors, task 1 -Thorium-Based transmuter fuels for se in light water reactors**. INEEL/EXT-02-01411, Idaho National Engineering and Environment Laboratories, Idaho, U.S., 2002.

HONG, S. G.; KIM, Y.; VENNERI, F. **Characterization of a sodium-cooled fast reactor in an MHR–SFR synergy for TRU transmutation**. Annals of Nuclear Energy, v. 35, p. 1461-1470, 2008.

IAEA. **Agência Internacional de Energia Atômica**. Disponível em: <<http://www.iaea.org/>> Acesso em: 28 Nov. 2012.

IAEA-TECDOC-466. **Advanced fuel for fast breeder reactors: Fabrication and properties and their optimization**. Vienna, 1988.

IAEA-TECDOC-1198. **Current status and future development of modular high temperature gas cooled reactor technology**. Vienna, 2001.

IAEA-TECDOC-1382. **Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to initial testing of the HTTR and HTR-10**. Vienna, 2003a.

IAEA-TECDOC-1366. **Considerations in the development of safety requirements for innovative reactors: application to modular high temperature gas cooled reactors.** Vienna, 2003.

IAEA-Series/415. **Status and Advances in MOX fuel technology.** Vienna, 2003b.

IAEA-TECDOC-1569. **Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation.** ISBN:978-92-0-107907, Vienna, 2007.

ILAS D.; GEHIN J.; GREENE S. **Preliminary Nuclear Design Studies for a Small Modular Advanced High Temperature Reactor (SmaHTR).** Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2008.

INCT. **Instituto Nacional de Ciência e Tecnologia em Reatores nucleares Inovadores.** 2012. Disponível em: <http://www.cnpq.br/programas/inct/_apresentacao/inct_reatores_nucleares.html> Acesso em: 07 Dez. 2011.

INGERSOLL D.T.; CLARNO K.T.; FORSBERG C.W.; GEHIN J.C.; CHRISTENSEN R.W.; DAVIS C.B., HAWKES G.L.; STERBENTZ J.W.; KIM T.K.; T.A. TAIWO; YANG W.S. **Status of Physics and Safety Analyses for the Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor (LS-VHTR).** ORNL/TM-2005/218, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2005.

INGERSOLL D.L.; FORSBERG C.W.; MACDONALD P.E. **Trade Studies for the Liquid-Salt-Cooled Very High-Temperature Reactor, Fiscal Year 2006.** ORNL/TM-2006/140, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2007.

JAHSAN S.N.; MCGEEHAN T.J. **An Evaluation of the Deployment of AIROX-Recycled Fuel in Pressurized Water Reactor.** Nuclear Technology, v.106, p. 350, 1994.

JONSSON A. **Theseus-A One Group Collision Probability Routine for Annular Systems.** Atomic Energy Establishment of Winfrith, AEEW-R 253, 1963.

KAERI. **Korea Atomic Energy Research Institute.** Disponível em: < <http://atom.kaeri.re.kr/> > Acesso em: 28 Nov. 2012.

KASEMEYER U.; FRUH R.; PARATTE J.M. **Physics of Plutonium Recycling.** Nuclear Science, ISBN 978-92-64-99020-3, v. 9, 1993.

KASTEN P.R. **Gas-cooled reactors - the importance of their development.** ORNL/ANL, 1978.

KEISCH B.; AUERBACH C.; FAINBERG A.; FIARMAN S.; FISHBONE L.G.; HIGINBOTHAM W.A.; LEMLEY J.R.; O'BRIEN J. **Long-term proliferation and safeguards issues in future technologies.** Office of Safeguards and Security, BNL52010, 1986.

KIM T.K.; TAIWO T.A.; YANG W.S. **Preliminary neutronic studies for the Liquid-Salt-Cooled Very High Temperature Reactor (LS-VHTR).** Argonne National Laboratory, Chicago, U.S., ANL-GenIV-052, 2005.

KIM Y.; CHUNGHOO C.; VENNERI F. **Long-Cycle and High-Burnup Fuel Assembly for the VHTR**. Journal of Nuclear Science and Technology, v.44, p. 294–302, 2007.

KIM, Y.; VENNERI, F. **Optimization of One-Pass Transuranic Deep Burn in a Modular Helium Reactor**. Nuclear Science and Engineering, v.160, p. 59-74, 2008

KONASHI, K.; ONASHI, K. **Development of actinide-hydride target for transmutation of nuclear waste**. International Conference on Back-End of the Fuel Cycle from Research to Solutions, GLOBAL, p. 9-13, Paris, França, 2003.

LABAR M.P.; SHENOY A.S.; SIMON A.; CAMPBELL E.M. **Status of the GT-MHR for electricity production**. World Nuclear Association-WNA, London, 2003.

LAMARSH J.R. **Introduction to Nuclear reactor Theory**. New York, 1965.

LESLIE D. C. **The SPECTROX Method for Thermal Spectra in Lattice Cells**. Atomic Energy Establishment of Winfrith, AEEW-M 211, 1962.

LESLIE D.C.; HILL J.G; JONSSON A. **Improvements to the Theory of Resonance Escape in Heterogeneous Fuel**. Atomic Energy Establishment of Winfrith, AEEW-R 353, 1964.

LESZCZYNSKI F. **Métodos y Usos del Código WIMSD**. Comisión Nacional de Energía Atómica, CNEA-CAB 90/38, Centro Atómico de Bariloche, 1990.

LENNOX T.A.; MILLINGTON D.N.; SUNDERLAND R.E. **Plutonium management and Generation IV systems**. Progress in Nuclear Energy, v.49, p.589-596, 2007.

MCEACHERN D.W. **Deep-Burn Modular Helium Reactor fuel Development Plan**. General Atomics, ORNL/TM-2002/135 - GA224-0-TRT-000167, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2002.

MCDEAVITT S.M.; DOWNAR T.J.; SOLOMON A.A.; REVANKAR S.; KIM T.K.; XU Y.; CHANDRAMOULI V.; ANTHONYSAMY S.; KUCHIBHOTLA S. **Cermet fuel development for advanced nuclear systems – (Th,U)O₂ in a Metal Matrix**. PU/NE 05-04-FCML/1, 2005.

MIGUIRDITCHIAN M.; CHAREYRE L.; HÉRÈS X.; HILL C.; BARON P.; MASSON M. **GANEX : adaptation of the DIAMEX-SANEX process for the group actinide separation**. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems, Bosie, Idaho, U.S., 2007.

MOIR R.W.; DOLAN T.J.; MCDEAVITT S.M.; WILLIAMS D.F.; FORSBERG C.W.; GREENSPAN E.; AHN J. **Deep-Burn Molten-Salt Reactors**. Nuclear Energy Research Initiative, 2002.

MORRIS E.E.; BAUER T.H. **Modeling of the Repository Behavior of TRISO Fuel**. Argonne National Laboratory, Chicago, U.S., ANL-AFCI-160, 2005.

NERAC. **A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems**. Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, GIF-002-00, 2002.

NERO A.V. **A Guidebook to Nuclear Reactors**. Laurence Berkeley Laboratory, LBL-5206, 1976.

NOH, J. M.; KIM, K.; KIM, Y.; LEE, H. C. **Development of a computer code system for the analysis of prism and pebble type VHTR cores**. Annals of Nuclear Energy, v.35, p. 1919-1928, 2008.

OECD. **Actinide and fission product partitioning and transmutation**. Mito, Japan, ISBN 978-92-64-99097-5, 2008. Disponível em:<<http://www.oecd-nea.org/>>. Acesso em: 28 Nov. 2012.

PAVIET-HARTMANN P.; CEREFICE G.; STACEY M.R.; BAKHTIAR S. **Analysis of Nuclear Proliferation Resistance Reprocessing and Recycling Technologies**. INL/CON-10-20124, Idaho National Laboratories, Idaho, U.S., 2011.

PCTN. Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares. Disponível em: <<http://www.cctn.nuclear.ufmg.br/>> Acesso em: 8 Dez. 2012

PEREIRA C.; SARSUR D.S.; SANTOS A.F.C.R.; SILVA C.A.M.; VELOSO M.A.F. **Modelamento del reactor DB-MHR usando el código MCNP**. Congreso americano del Irpa, Acapulco, 2006.

PIET S.J.; SOELBERG N.R.; BAYS S.E.; CHERRY R.S.; PINCOCK L.F.; SHABER E.L.; TEAGUE M.C.; TESKE G.M.; VEDROS K.G.; PEREIRA C.; DJOKI D. **Analyzing Losses: Transuranics Into Waste and Fission Products Into Recycled Fuel**. INL/CON-10-20136, 2010.

PINHEIRO R.B. **Brazilian experience on thorium fuel cycle investigations**. IAEA-TECDOC-1319, Vienna, 2002.

POBERESKIN M.; KOK K.D.; MADIA W.J. **Coprocessing an Evaluation of Chemical Reprocessing without Plutonium Separation**. Nuclear Technology, v.149, p.41-52, 1978.

PNE2030. **Plano Nacional de Energia 2030**. SPE/ Ministério de Minas e Energia , EPE, Brasil, Rio de Janeiro, 2008. Disponível em:<<http://www.epe.gov.br/pne/forms/empreendimento.aspx>> Acesso em: 28 Nov. 2012.

REUSS P. **Neutron Physics**. EDP Sciences, ISBN:978-2-7598-0041-4, France, 2008.

ROTH M.J.; MACDOUGALL J.D.; KEMSHILL P.B. **The preparation of input data for WIMSD5**. Atomic Energy Establishment of Winfrith, AEEW-R 538, 1967.

RODRIGUEZ, C.; BAXTER, A.; MCEACHERN, D.; FIKANI, M.; VENNERI, F. **Deep-burn: making nuclear waste transmutation practical**. Nuclear Engineering and Design, v.222, p. 299-317, 2002

SAITO, S. et al. **Design optimization of ADS plant proposed by JAERI**. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A562, pp. 646-649, 2006.

SANTOS A.F.C.R.; PEREIRA C. **Modelamento de um reator DB-MHR para Transmutação**. UFMG, 2006.

SARSUR D.S.; SANTOS A.F.C.R.; SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.
Evaluación reactor HTR-PBMR como transmutador de Pu y Am utilizando el código MCNP. Congreso Americano del Irpa, Acapulco, 2006.

SCATES D.M.; HARTWELL J.K.; WALTER J.B.; DRIGERT M.W.; HARP J.M. **Fission product monitoring of TRISO coated fuel for the advanced gas reactor-1 experiment.** Nuclear Engineering and Design, v.240, p.2493–2499, 2010.

SCOWCROFT B. et al. **Report to the Secretary of Energy Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future**, 2012. Disponível em: <<http://cybercemetery.unt.edu/archive/brc/20120620211605/http://brc.gov/>> . Acesso em: 28 Nov. 2012.

SHAPIRA, J. P. G. **A joint venture between research (CEA and CNRS) and industry (EDF and FRAMATOME).** Nuclear Physics, A654, p. 458c-466c, 1999

SHERMAN R.; RUCKER R.A. **MHTGR nuclear physics benchmarks.** General Atomics DOE-HTGR-90406, San Diego, California, 1994.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; SARSUR D.S.; SANTOS A.F.C.R.; SOUZA M.R. **Proyecto de un reactor transmutador tipo MHT (Modular Helium Reactor).** 32^a reunión anual de la sociedad nuclear española, Madrid, 2006.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; CRISPIM A.P.; SOUZA M.R.; AVELAR F.B.; VELOSO M.A.F. **Project of a transmutador reactor type MHR (modular helium reactor) .** International Nuclear Atlantic Conference - INAC, Santos, 2007a.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; FORTINI A. **A neutronic evaluation of a HTR-PBMR reactor using the WIMSD5 code.** International Nuclear Atlantic Conference – INAC, Santos, 2007b.

SILVA C.A.M. Tese de doutorado: **Desenvolvimento de uma metodologia para simulação de reatores refrigerados a gás com propósito de transmutação.** Universidade Federal de Minas Gerais, 2009a.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Neutronic evaluation of a MHR system to transmutation of minor actinides.** Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications - Animma, Marseille, 2009b.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Neutronic evaluation of a fuel block of a GT-MHR using WIMSD5.** International Nuclear Atlantic Conference - INAC, Rio de Janeiro, 2009c.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Application of nuclear codes WIMSD5 and MCNPX 2.6.0 to a qualitative evaluation of MHR (modular helium reactor).** 8th International Conference on Mathematical Problems in Engineering Aerospace and Sciences- ICNPAA, São José dos Campos, 2010a.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Neutronic Evaluation of a MHR System to Transmutation of Minor Actinides.** IEEE Transactions on Nuclear Science, v.57, p.2708-2713, 2010b.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **Evaluation of the TRISO Lattice Homogenization Effect in the Neutronic Behavior a DB-MHR.** International Congress on Advances in Nuclear Power Plants-ICAPP, Nice, 2011.

SILVA C.A.M.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F.; COSTA A.L. **A methodology to a DB-MHR fuel recharge evaluation and basic comparison between WIMSD-5B and MCNPX codes.** Nuclear Engineering and Design, v.248, p.117-125, 2012

SOUZA A.S.; PINHEIRO R.B.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F. **Evaluación de la capacidad de transmutación de un reactor HTR-PBMR a lo largo del quemado utilizando el código WIMSD5.** Congreso Americano del Irpa, Acapulco, 2006.

SOMERS, J.; FERNANDEZ, A. **Inert matrix kernels for actinide incineration in high temperature reactors.** Progress in Nuclear Energy, v. 48, p. 259-267, 2006

SOUZA A.S.; PINHEIRO R.B.; PEREIRA C.; VELOSO M.A.F. **Avaliação da inserção conjunta de plutônio e actínídeos menores em HTR do tipo PBMR.** International Nuclear Atlantic Conference - INAC, Santos, 2005.

STACEY W.M. **Nuclear Reactor Physics.** Second Edition, WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim ISBN978-3-527-40679-1, Germany, 2007.

STEINBERG M.; POWELL J.R.; TAKAHASHI H. **APEX-Nuclear Fuel Cycle for Production of Light Water Reactor Fuel and Elimination of Radioactive Waste.** Nuclear Technology, v.58, p.437, 1981.

SZAKALY F.J.; KIM T.K.; TAIWO T.A. **Neutronic assessment of stringer fuel assembly design for liquid-salt-cooled very high temperature reactor LS-VHTR.** Argonne National Laboratory, Chicago, U.S., ANL-GenIV-074, 2006.

TAIWO T.A.; HILL R.N. **Summary of Generation-IV Transmutation Impacts.** Argonne National Laboratory, Chicago, U.S., ANL-AFCI-150, 2005a.

TAIWO T.A.; KIM T.K.; YANG W.S.; Khalil H.S. **Evaluation of High Temperature Gas-Cooled Reactor Physics Experiments as VHTR Benchmark Problems.** Argonne National Laboratory, Chicago, U.S., ANL-GenIV-059, 2005b.

TALAMO A. Tese de doutorado: **Advanced in-core fuel cycles for the gas turbine-modular helium reactor.** Royal Institute of Technology-KTH, Department of Nuclear and Reactor Physics, Stockholm, 2006.

TANURE L.P.A.R.; COSTA D.F.; CARDOSO F.; SOUSA R.V.; VELOSO M.A.F.; PEREIRA C. **A preliminary neutronic evaluation of high temperature testing reactor using recycled fuels and the scale6 code.** International Symposium on Radiation Physics - ISRP 2012, Rio de Janeiro, 2012a.

TANURE L.P.A.R.; COSTA D.F.; CARDOSO F.; SOUSA R.V.; VELOSO M.A.F.; PEREIRA C. **Validação Geométrica do Reator HTTR Utilizando-se o Código SCALE6.** UFMG , 2012b.

- TAYLOR L.L. **Fort Saint Vrain HTGR (Th/U carbide) Fuel characteristics for disposal criticality analysis.** DOE/SNF/REP-060, 2001.
- TAKEDA T.; YOKOYAMA K. **Study on neutron spectrum for effective transmutation of minor actinides in thermal reactors.** *Annals of Nuclear Energy*, v.24, p.705-719. 1997.
- TERRY W.K.; JEWELL J.K.; BRIGGS J.B.; TAIWO T.A.; PARK W.S.; Khalil H.S. **Preliminary Assessment of Existing Experimental Data for Validation of Reactor Physics Codes and Data for NRG Design and Analysis.** Argonne National Laboratory, Chicago, U.S., 2004.
- TRIPP J.; SOELBERG N.; WIGELAND R. **Innovative Separations Technologies.** INL/EXT-11-22297, Idaho National Laboratories, Idaho, U.S., 2011.
- TSVETKOV P.V.; AMES II D.E.; LEWIS III T.G.; ALAJO A.B. **Shifting as a Mechanism to Improve Performance of VHTRs with Advanced Actinide Fuels.** *Nuclear Engineering and Design*, Issue 8, v.238, p.1958–1964, 2008.
- TSVETKOV P.V.; AMES II D.E.; LEWIS III T.G.; ALAJO A.B. **VHTR-based systems for autonomous co-generation applications.** *Nuclear Engineering and Design*, v.240, p.2451–2457, 2010a.
- TSVETKOV P.V.; AMES II D.E.; LEWIS III T.G.; ALAJO A.B. **Used fuel vectors and waste minimization strategies for VHTR operating without refueling.** *Nuclear Engineering and Design*, v.240, p.2458–2465, 2010b.
- UOTINEN V.O.; LEONARD B.R.; LIIKALA R.C. **The Neutronics of Plutonium Recycling.** *Nuclear Technology*, v. 18, p. 115-140, 1973.
- WARIN D.; MASSON M.; BORDIER G. **The Atalante facility at CEA/Marcoule : towards GenIV systems fuel cycle.** Montpellier, France, 2008.
- WARIN D. **Future nuclear fuel cycles: prospect and challenges for actinide recycling.** *Materials Science and Engineering*, v.9, doi:10.1088/1757-899X/9/1/012063, 2010.
- WEINBERG A.M.; WIGNER E.P. **The Physical Theory of Neutron Chain Reactors.** Chicago Press, 1958.
- WILLIAMS D.F. TOTH L.M.; CLARNO K.T. **Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High-Temperature Reactor–AHTR.** ORNL/TM-2006/12, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2006.
- VAN ROOIJEN W.F.G. **Gas-Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook.** ID 965757, doi:10.1155/2009/965757, 2009.
- VANDERGRIFT G.F.; REGALBUTO M.C.; AASE S.B.; ARAFAT A. **Lab-scale demonstration of the UREX+ process.** 4th WM Conference, p.1-10, Tucson, 2004.
- YAMAURA M. Tese de doutorado: **Partição de actinídeos e de produtos de fissão de rejeito líquido de alta atividade.** IPEN, São Paulo, 1999.

ZERKIN V. **Evaluated Nuclear Data File**. ENDF/B-VII.0-USA, IAEA, Vienna, 2006.

ZHOU X.W.; TANG C.H. **Current status and future development of coated fuel particles for high temperature gas-cooled reactors**. Progress in Nuclear Energy, v.53, p.182-188, 2011.

APÊNDICE A

Memorial de cálculos para modelagem

I- Cálculo da composição do combustível.

As composições dos combustíveis foram calculadas utilizando dois compostos, constituindo uma mistura de duas partes distintas. Uma parte é composta do material transurânico reprocessado a partir do rejeito de um reator LWR. A TAB. 1 mostra a quantidade em gramas dos isótopos ao final da queima, provenientes de um PWR carregado com UO₂ inicialmente com 3,1 % de material físsil, com queima de 33.000 MWd/TU após 5 anos de resfriamento em piscina (Cota et al. 1997). A tabela apresenta também o percentual de separação no reprocessamento para cada isótopo (Vandergrift et al. 2004).

TABELA 1 – Material reprocessado

Isótopo	Massa (g)	Percentual de separação (%)	Percentual dentro do material reprocessado (%)
²³⁷ Np	458,8	0,7100	3,290318034
²³⁸ Pu	173,4	0,9950	1,742722722
²³⁹ Pu	5060		50,85453849
²⁴⁰ Pu	2122		21,32674519
²⁴¹ Pu	1147		11,52769875
²⁴² Pu	603,9		6,069378616
²⁴¹ Am	356,3	0,9800	3,526939564
^{242M} Am	0,953		0,009433549
²⁴³ Am	133,8		1,32445836
²⁴² Cm	0,009585	0,7900	7,64848E-05
²⁴³ Cm	0,5092		0,004063232
²⁴⁴ Cm	38,28		0,305460558
²⁴⁵ Cm	2,017		0,016094931
²⁴⁶ Cm	0,2596		0,002071514
		Material físsil (%)	62,38223724
		Material fissionável (%)	37,61776276

Como se pode observar na tabela 1, o percentual de isótopos físseis no material reprocessado é mais de 62%, tornando este material não seguro para produção do combustível nuclear. Desta maneira, faz-se necessária a adição de um segundo composto para dissolução desta matéria prima altamente físsil. A tabela 2 apresenta os dois materiais utilizados neste estudo para esta dissolução, o urânio empobrecido e o tório natural.

TABELA 2 - Material para dissolução

15,00 % - Percentual de material físsil da mistura final de combustível			
85,00 % - Percentual de material fissionável da mistura final combustível			
Material de dissolução 1		Material de dissolução 2	
²³⁵ U	0,2 %	²³⁰ Th	0,0 %
²³⁸ U	99,8 %	²³² Th	100,0 %

Foi definido na tese que a quantidade de material físsil no combustível a ser utilizado seria de 15%. Logo, para que a mistura final do combustível atingisse este valor e para que se utilizasse o máximo de material reprocessado, foi necessária uma mistura de proporção de 76,19% de urânio empobrecido e 23,80% de material TRU, como mostra a TAB. 3. A mistura à base de tório natural, como mostrado na tabela 4, apresenta proporção de 75,95% de tório e 24,04% de material TRU. A mistura utilizando tório apresenta uma inserção maior de material reprocessado, pois o tório natural não apresenta nenhum isótopo físsil na sua composição.

TABELA 3- Material de dissolução 1 + material reprocessado para 15% material físsil na mistura final de combustível

Urânio empobrecido		
	isótopos	Percentual de metal pesado (%)
Material de dissolução 1 76,19899081	²³⁵ U	0,152397982
	²³⁸ U	76,04659283
Material reprocessado 23,80100919	²³⁷ Np	0,783128898
	²³⁸ Pu	0,414785595
	²³⁹ Pu	12,10389338
	²⁴⁰ Pu	5,075980584
	²⁴¹ Pu	2,743708638
	²⁴² Pu	1,444573362
	²⁴¹ Am	0,83944721
	^{242M} Am	0,00224528
	²⁴³ Am	0,315234456
	²⁴² Cm	1,82042E-05
	²⁴³ Cm	0,00096709
	²⁴⁴ Cm	0,072702695
	²⁴⁵ Cm	0,003830756
	²⁴⁶ Cm	0,000493041

TABELA 4- Material de dissolução 2 + material reprocessado para 15% material físsil na mistura final de combustível

Tório natural		
	isótopos	Percentual de metal pesado (%)
Material dissolução 2 75,95469373	²³⁰ Th	0
	²³² Th	75,95469373
Material reprocessado 24,04530627	²³⁷ Np	0,791167048
	²³⁸ Pu	0,419043016
	²³⁹ Pu	12,22812953
	²⁴⁰ Pu	5,128081199
	²⁴¹ Pu	2,771870469
	²⁴² Pu	1,459400677
	²⁴¹ Am	0,84806342
	^{242M} Am	0,002268326
	²⁴³ Am	0,318470069
	²⁴² Cm	1,8391E-05
	²⁴³ Cm	0,000977017
	²⁴⁴ Cm	0,073448927
	²⁴⁵ Cm	0,003870075
	²⁴⁶ Cm	0,000498102

II- Construção dos inputs para o código WIMSD5

1-Cálculos para o input no WIMSD5 do reator VHTR (FIG. 1)

1.1-Dados dos parâmetros dos elementos constituintes do núcleo.

Fração do combustível sobre o pino compacto de grafite: 0,63%

Fração da partícula Triso sobre o pino compacto de grafite: 14,53%

Altura do bloco hexagonal de grafite: 79,3 cm

Altura do pino compacto no bloco: 73,3 cm

Lado do bloco hexagonal do : 18 cm

Raio do canal de combustível: 0,6223 cm

Raio do canal do refrigerante: 0,794 cm

Numero de canais de combustível no bloco: 216

Numero de canais de refrigerante no bloco: 108

Numero de blocos refletores: 240

Numero de blocos com combustível: 108

1.2- Cálculo do volume do bloco de grafite (FIG. 2)

$V_b = [6 \times \text{área do triângulo}] \times \text{altura do bloco}$

$V_b = [6 \times (b \times h / 2)] \times \text{altura do bloco}$

$V_b = [6 \times (18 \times 20,79)] \times 79,3$

$V_b = 89026,938 \text{ cm}^3$

1.3- Cálculo do volume dos canais de refrigerante no bloco de grafite

$V_{cr} = \pi R^2 \times h$

$V_{cr} = \pi (0,794)^2 \times 79,3$

$V_{cr} = 157,059 \text{ cm}^3$

Volume total no bloco = $V_{cr} \times 108 = 16962,42 \text{ cm}^3$

1.4- Cálculo do volume dos canais de combustível no bloco de grafite

$V_{cf} = \pi R^2 \times h$

$V_{cf} = \pi (0,6223)^2 \times 73,3$

$V_{cf} = 89,091160 \text{ cm}^3$

Volume total de pino compacto no bloco = $V_{cr} \times 216 = 19243,6907 \text{ cm}^3$

Volume total de combustível = 0,63% de $19243,6907 \text{ cm}^3 = 121,2352514 \text{ cm}^3$

1.5- Cálculo do volume de grafite no bloco de grafite

$V_{G \text{ bloco}} = V_{\text{bloco}} - V_{cr} - V_{cf}$

$V_{G \text{ bloco}} = 89026,938 \text{ cm}^3 - 16962,42 \text{ cm}^3 - 121,2352514 \text{ cm}^3$

$V_{G \text{ bloco}} = 71943,2828$

1.6 - Razão V_M/V_F e V_R/V_F para o reator VHTR

$V_R/V_F = 16962,42 \text{ cm}^3 / 121,2352514 \text{ cm}^3 = 139,91$

$V_M/V_F = 71943,2828 \text{ cm}^3 / 121,2352514 \text{ cm}^3 = 593,41$

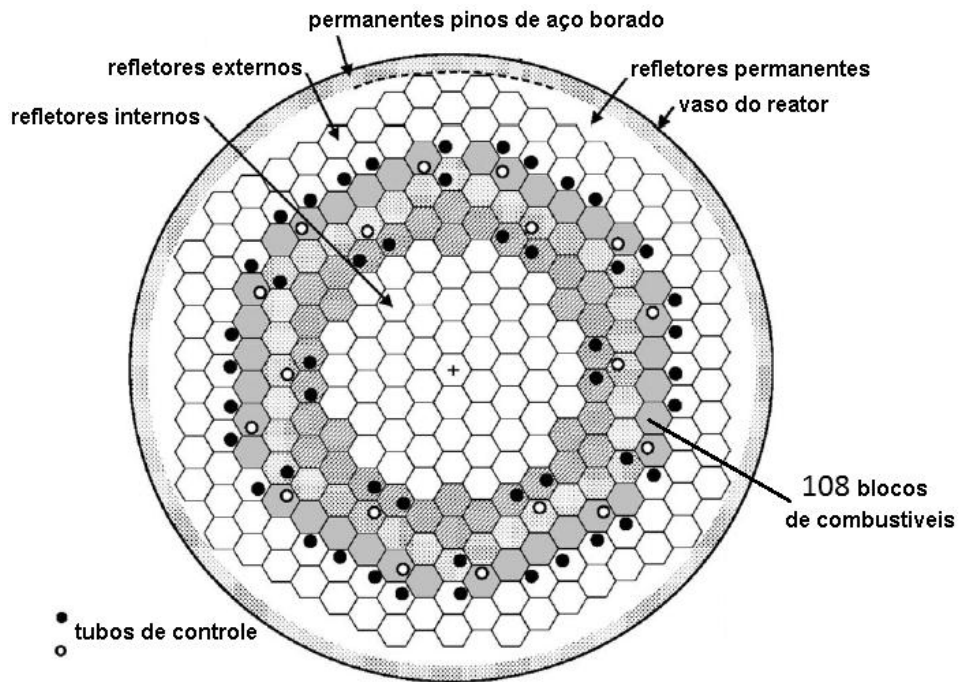


FIGURA 1- Corte radial de um reator tipo VHTR e distribuição dos blocos contendo combustível no núcleo do reator.

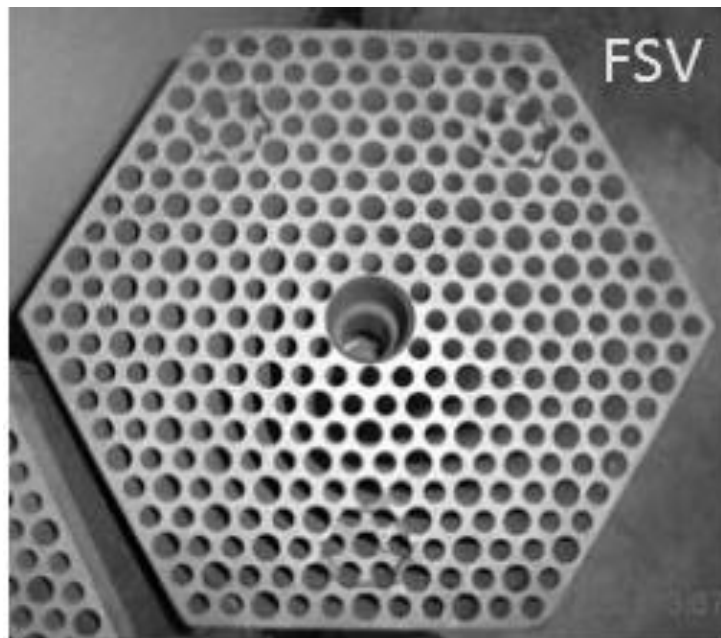
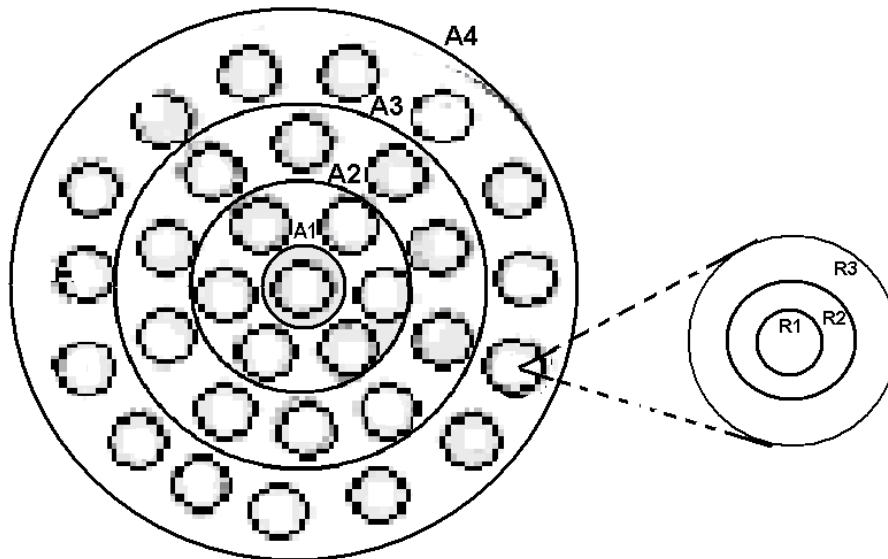


FIGURA 2- Bloco de grafite do reator FSV- USA

1.8 - Obtenção dos raios para a configuração Cluster



Considerando a figuras acima, determina-se os seguintes raios:

ANNULUS 1 → $A1 = 0,831230 \text{ cm}$ → Zona de contenção dos canais de combustível
 ANNULUS 2 → $A2 = 2,199230 \text{ cm}$ → Zona de contenção dos canais de combustível
 ANNULUS 3 → $A3 = 3,623250 \text{ cm}$ → Zona de contenção dos canais de combustível
 ANNULUS 4 → $A4 = 5,056180 \text{ cm}$ → Zona de contenção dos canais de combustível

RODSUB 1 → $R1 = 0,60367 \text{ cm}$ → Canal com material combustível
 RODSUB 2 → $R2 = 0,61254 \text{ cm}$ → GAP
 RODSUB 3 → $R3 = 0,65525 \text{ cm}$ → Raio externo do revestimento do canal combustível

Com os parâmetros definidos acima temos a área de combustível envolvida na simulação, a área de grafite contida dentro do disco de $A4$ e as razões de $(A_R/A_F = 139,91)$ e $(A_M/A_F = 593,41)$. Com estes valores podemos agora determinar o raio $A5$ que conterá o refrigerante e o raio $A6$ que determinará a quantidade de grafite que falta para o total necessário para atingirmos a razão A_M/A_F .

Área total do combustível dentro do anel $A4$:

$$A_f = \pi R_f^2 \times 37 \text{ canais}$$

$$A_f = \pi (0,60367)^2 \times 37$$

$$A_f = 42,3596 \text{ cm}^2$$

Área de moderador dentro do anel A4:

$$A_{mc} = A_{A4} - A_f$$

$$A_{mc} = \pi (5,056180)^2 - \pi (0,65525)^2$$

$$A_{mc} = 31,20 \text{ cm}^2$$

$$A_R/A_F = A_R / 42,3596 \text{ cm}^2 = 139,91 \rightarrow A_R = 5926,6714 \text{ cm}^2$$

$$A_M/A_F = A_M / 42,3596 \text{ cm}^2 = 593,41 \rightarrow A_M = 25136,6102 \text{ cm}^2$$

$$\text{Área do moderador externo} = A_M - A_{mc}$$

$$\text{Área do moderador externo} = 25136,6102 \text{ cm}^2 - 31,20 \text{ cm}^2$$

$$\text{Área do moderador externo} = 25105,4120 \text{ cm}^2$$

Obtenção dos raios A5 e A6

$$A_R = \pi R_{A5}^2 - A_{A4}$$

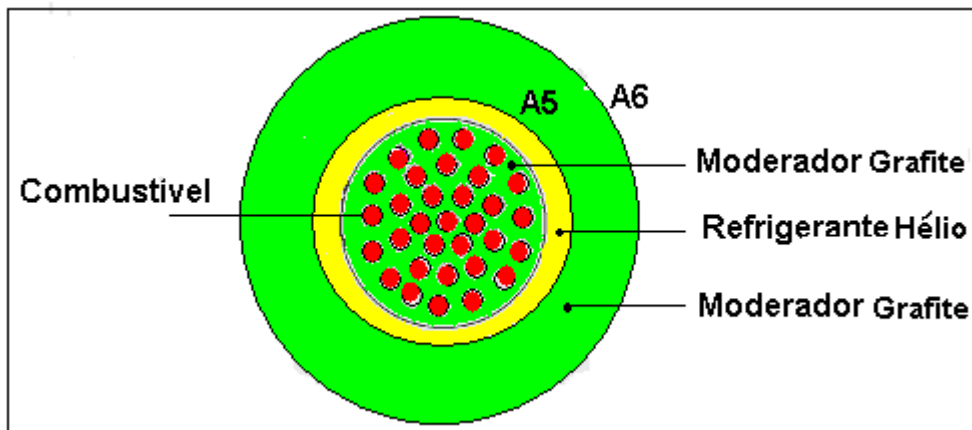
$$5926,6714 \text{ cm}^2 = \pi R_{A5}^2 - \pi (5,056180)^2$$

$$R_{A5} = 43,5482 \text{ cm}$$

$$A_M = \pi R_{A6}^2 - A_{A5}$$

$$25105,4120 \text{ cm}^2 = \pi R_{A6}^2 - \pi (43,547)^2$$

$$R_{A6} = 99,4371 \text{ cm}$$



Logo temos para o reator VHTR:

$$\text{ANNULUS 5} \rightarrow A5 = 43,5482 \text{ cm}$$

$$\text{ANNULUS 6} \rightarrow A6 = 99,4371 \text{ cm}$$

III-Cálculos para o input no WIMSD5 do reator LS-VHTR (FIG. 3)

2.1-Dados dos parâmetros dos elementos constituintes do núcleo.

Fração do combustível sobre o pino compacto de grafite: 0,63%
Fração da partícula Triso sobre o pino compacto de grafite: 14,53%
Altura do bloco hexagonal de grafite: 79,3 cm
Altura do pino compacto no bloco: 73,3 cm
Lado do bloco hexagonal do : 18 cm
Raio do canal de combustível: 0,6223 cm
Raio do canal do refrigerante: 0,475 cm
Numero de canais de combustível no bloco: 216
Numero de canais de refrigerante no bloco: 108
Numero de blocos refletores: 183
Numero de blocos com combustível: 324

2.2- Cálculo do volume do bloco de grafite (FIG. 4)

$V_b = [6 \times \text{área do triangulo}] \times \text{altura do bloco}$
 $V_b = [6 \times (b \times h / 2)] \times \text{altura do bloco}$
 $V_b = [6 \times (18 \times 20,79)] \times 79,3$
 $V_b = 89026,938 \text{ cm}^3$

2.3- Cálculo do volume dos canais de refrigerante no bloco de grafite

$V_{cr} = \pi R^2 \times h$
 $V_{cr} = \pi (0,475)^2 \times 79,3$
 $V_{cr} = 56,56 \text{ cm}^3$
Volume total no bloco = $V_{cr} \times 108 = 6109,0351 \text{ cm}^3$

2.4- Cálculo do volume dos canais de combustível no bloco de grafite

$V_{cf} = \pi R^2 \times h$
 $V_{cf} = \pi (0,6223)^2 \times 73,3$
 $V_{cf} = 89,091160 \text{ cm}^3$
Volume total de pino compacto no bloco = $V_{cr} \times 216 = 19243,6907 \text{ cm}^3$
Volume total de combustível = 0,63% de $19243,6907 \text{ cm}^3 = 121,2352514 \text{ cm}^3$

2.5- Cálculo do volume de grafite no bloco de grafite

$V_{G \text{ bloco}} = V_{\text{bloco}} - V_{cr} - V_{cf}$
 $V_{G \text{ bloco}} = 89026,938 \text{ cm}^3 - 6109,0351 \text{ cm}^3 - 121,2352514 \text{ cm}^3$
 $V_{G \text{ bloco}} = 82796,6678 \text{ cm}^3$

2.6 - Razão V_M/V_F e V_R/V_F para o reator VHTR

$V_R/V_F = 6109,0351 \text{ cm}^3 / 121,2352514 \text{ cm}^3 = 50,38$
 $V_M/V_F = 82796,6678 \text{ cm}^3 / 121,2352514 \text{ cm}^3 = 682,94$

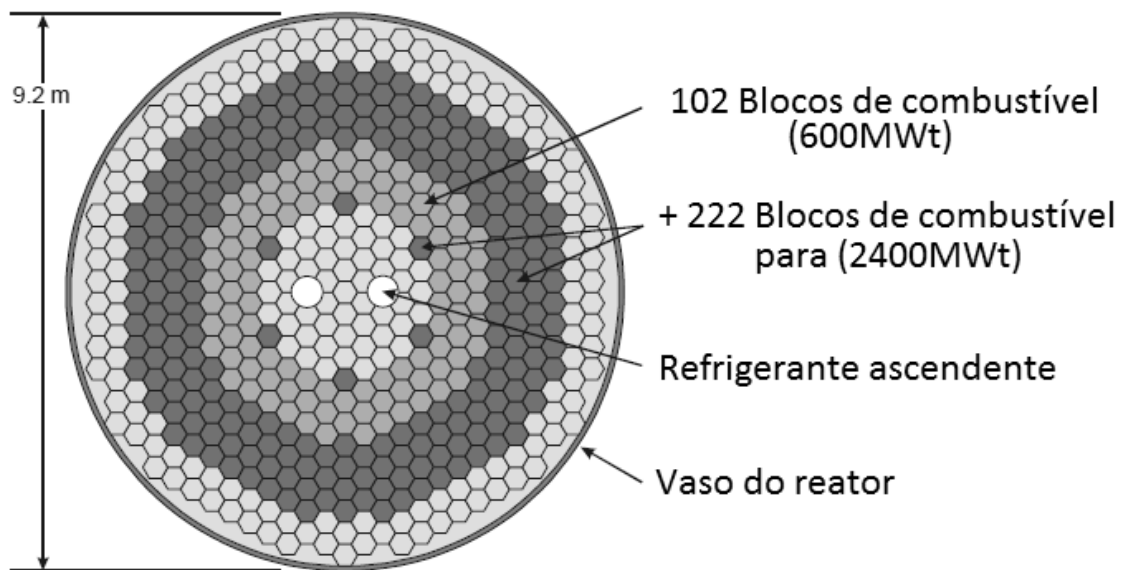


FIGURA 3- Corte radial de um reator tipo LS-VHTR e distribuição dos blocos contendo combustível no núcleo do reator.

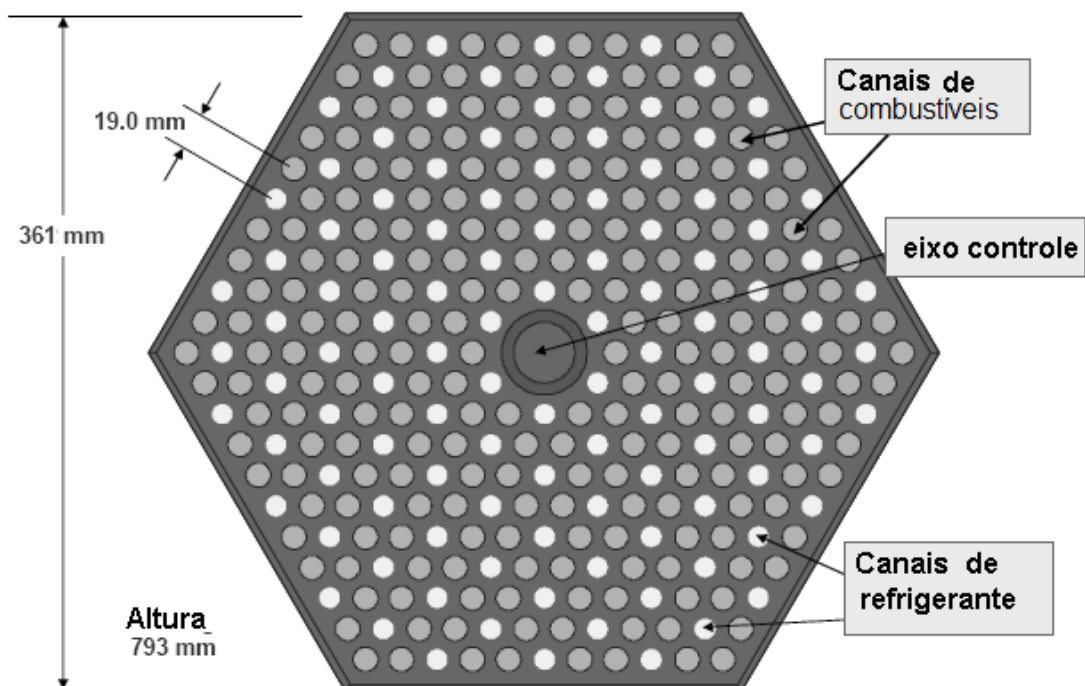
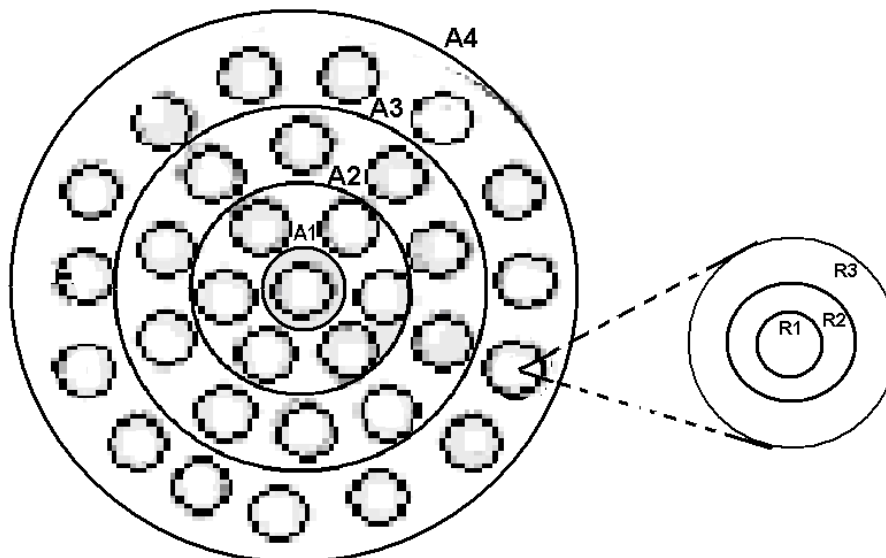


FIGURA 4- Esquema do bloco de grafite do reator LS-VHTR

2.8 - Obtenção dos raios para a configuração Cluster



Considerando a figuras acima, determina-se os seguintes raios:

ANNULUS 1 → $A1 = 0,831230$ cm → Zona de contenção dos canais de combustível

ANNULUS 2 → $A2 = 2,199230$ cm → Zona de contenção dos canais de combustível

ANNULUS 3 → $A3 = 3,623250$ cm → Zona de contenção dos canais de combustível

ANNULUS 4 → $A4 = 5,056180$ cm → Zona de contenção dos canais de combustível

RODSUB 1 → $R1 = 0,60367$ cm → Canal com material combustível

RODSUB 2 → $R2 = 0,61254$ cm → GAP

RODSUB 3 → $R3 = 0,65525$ cm → Raio externo do revestimento do canal combustível

Com os parâmetros definidos acima temos a área de combustível envolvida na simulação, a área de grafite contida dentro do disco de $A4$ e as razões de $(A_R/A_F = 50,38)$ e $(A_M/A_F = 682,94)$. Com este valores podemos agora determinar o raio $A5$ que conterá o refrigerante e o raio $A6$ que determinara a quantidade de grafite que falta para o total necessário para atingirmos a razão A_M/A_F .

Área total do combustível dentro do anel $A4$:

$$A_f = \pi R_f^2 \times 37 \text{ canais}$$

$$A_f = \pi (0,60367)^2 \times 37$$

$$A_f = 42,3596 \text{ cm}^2$$

Área de moderador dentro do anel $A4$:

$$A_{mc} = A_{A4} - A_f$$

$$A_{mc} = \pi (5,056180)^2 - \pi (0,65525)^2$$

$$A_{mc} = 31,20 \text{ cm}^2$$

$$A_R/A_F = A_R / 42,3596 \text{ cm}^2 = 50,38 \rightarrow A_R = 2134,0766 \text{ cm}^2$$

$$A_M/A_F = A_M / 42,3596 \text{ cm}^2 = 682,94 \rightarrow A_M = 28929,0652 \text{ cm}^2$$

$$\text{Área do moderador externo} = A_M - A_{mc}$$

$$\text{Área do moderador externo} = 28929,0652 \text{ cm}^2 - 31,20 \text{ cm}^2$$

$$\text{Área do moderador externo} = 28897,86522 \text{ cm}^2$$

Obtenção dos raios A5 e A6

$$A_R = \pi R_{A5}^2 - A_{A4}$$

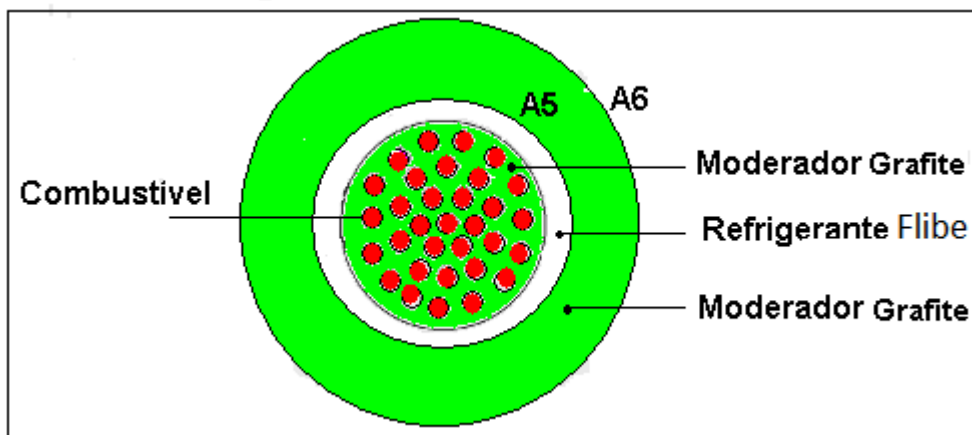
$$2134,0766 \text{ cm}^2 = \pi R_{A5}^2 - \pi (5,056180)^2$$

$$R_{A5} = 26,54 \text{ cm}$$

$$A_M = \pi R_{A6}^2 - A_{A5}$$

$$28897,86522 \text{ cm}^2 = \pi R_{A6}^2 - \pi (26,54)^2$$

$$R_{A6} = 99,4769 \text{ cm}$$



Logo temos para o reator LS-VHTR:

$$\text{ANNULUS 5} \rightarrow A5 = 26,54 \text{ cm}$$

$$\text{ANNULUS 6} \rightarrow A6 = 99,47 \text{ cm}$$

Inputs

Fase 1(Uranio+Pu)

VHTR-helio-103mw-15%-(Uranio+Pu)-1200k –

CELL 7
SEQUENCE 1
NGROUP 2 2
NMESH 28
NREGION 6 4
NMATERIAL 11 6 7 8 9
NREACT 5
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.831230 2
ANNULUS 2 2.199230 2
ANNULUS 3 3.623250 2
ANNULUS 4 5.056180 2
ANNULUS 5 43.54 1
ANNULUS 6 99.43 2
ARRAY 1 1 1 0 0
ARRAY 2 1 6 1.488440 0
ARRAY 3 1 12 2.875280 0
ARRAY 4 1 18 4.33070 0
RODSUB 1 1 0.58674 6
RODSUB 1 2 0.61240 10
RODSUB 1 3 0.65525 11
RODSUB 2 1 0.603671 7
RODSUB 2 2 0.61240 10
RODSUB 2 3 0.65525 11
RODSUB 3 1 0.603671 8
RODSUB 3 2 0.61240 10
RODSUB 3 3 0.65525 11
RODSUB 4 1 0.603671 9
RODSUB 4 2 0.61240 10
RODSUB 4 3 0.65525 11
CRAIG

MATERIAL 1 0.0028253 1200 3 4 100.
MATERIAL 2 1.74 1200 4 2012 100.
MATERIAL 6 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 7 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 8 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 9 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 10 1.40E-03 1200 2 6016 100.0000
MATERIAL 11 6.550000 1200 2 91 100.0000
FEWGROUPS 27 69
MESH 4 4 4 4 2 10
POWERC 1 103 1 987
BEGINC
MATERIALS
BEGINC

LS-VHTR-Flibe-158mw-15%-(Uranio+Pu) –1200k

CELL 7
SEQUENCE 1
NGROUP 2 2
NMESH 28
NREGION 6 4
NMATERIAL 11 6 7 8 9
NREACT 5
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.831230 2
ANNULUS 2 2.199230 2
ANNULUS 3 3.623250 2
ANNULUS 4 5.056180 2
ANNULUS 5 26.25 1
ANNULUS 6 99.43 2
ARRAY 1 1 1 0 0
ARRAY 2 1 6 1.488440 0
ARRAY 3 1 12 2.875280 0
ARRAY 4 1 18 4.33070 0
RODSUB 1 1 0.58674 6
RODSUB 1 2 0.61240 10
RODSUB 1 3 0.65525 11
RODSUB 2 1 0.603671 7
RODSUB 2 2 0.61240 10
RODSUB 2 3 0.65525 11
RODSUB 3 1 0.603671 8
RODSUB 3 2 0.61240 10
RODSUB 3 3 0.65525 11
RODSUB 4 1 0.603671 9
RODSUB 4 2 0.61240 10
RODSUB 4 3 0.65525 11
CRAIG

MATERIAL 1 1.9 1200 3 7 0.2279 9 0.1480 19 0.6246
MATERIAL 2 1.74 1200 4 2012 100
MATERIAL 6 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 7 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$

1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 8 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 9 10.550000 1200 1 948 0.365406879 \$
6239 9.573235231 \$
1240 3.274326173 \$
1241 3.080200134 \$
1242 1.164634588 \$
2235 0.50125099 \$
8238 70.2035341 \$
6016 11.83741191
MATERIAL 10 1.40E-03 1200 2 6016 100.0000
MATERIAL 11 6.550000 1200 2 91 100.0000
FEWGROUPS 27 69
MESH 4 4 4 4 2 10
POWERC 1 158 1 987
BEGINC
MATERIALS
BEGINC

Fase 2 e 3 (Uranio & Torio [Pu+Ma])

Urânio

VHTR-helio-103mw-15%-(Uranio+Pu+MA) 23,80%
reprocessado

CELL 7
SEQUENCE 2
NGROUP 15 3
NMESH 30
NREGION 3 1 31
NRODS 36 1 7 7 9 8 8
NCELLS 36
NMAT 13 6
PREOUT
INITIATE
*-----
* CLUSTER VHTR-reprocessamento (0-15)% - fabi -vmvf=534
ANNULUS 1 19.70 13
ANNULUS 2 19.78 12
ANNULUS 3 21.65 13
ARRAY 1 1 2 5.5 0 * Fuel
ARRAY 2 1 2 5.5 1.047 * Fuel
ARRAY 3 1 2 5.5 2.094 * Fuel
ARRAY 4 1 2 11.0 0 * Fuel
ARRAY 5 1 2 11.0 1.047 * Fuel
ARRAY 6 1 2 11.0 2.094 * Fuel
ARRAY 7 1 2 16.5 0 * Fuel
ARRAY 8 1 2 16.5 1.047 * Fuel
ARRAY 9 1 2 16.5 2.094 * Fuel
* First Ring
RODSUB 1 1 0.2016000 1 * Fuel
RODSUB 1 2 0.5322803 7 * Layer 1
RODSUB 1 3 0.6280956 8 * Layer 2
RODSUB 1 4 0.7290563 9 * Layer 3
RODSUB 1 5 0.8504216 10 * Layer 4
RODSUB 1 6 2.2402800 11 * Pin
RODSUB 1 7 2.9800000 12 * Coolant
RODSUB 1 8 3.30 13 * Graphite
RODSUB 2 1 0.2016000 2 * Fuel
RODSUB 2 2 0.7438553 7 * Layer 1
RODSUB 2 3 0.9054109 8 * Layer 2
RODSUB 2 4 1.0772175 9 * Layer 3
RODSUB 2 5 1.2853820 10 * Layer 4
RODSUB 2 6 2.2402800 11 * Pin

RODSUB 2 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 2 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 3 1 0.2016000 1 * Fuel
 RODSUB 3 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 3 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 3 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 3 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 3 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 3 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 3 8 3.30 13 * Graphite
 * Second Ring
 RODSUB 4 1 0.2016000 3 * Fuel
 RODSUB 4 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 4 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 4 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 4 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 4 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 4 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 4 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 5 1 0.2016000 4 * Fuel
 RODSUB 5 2 0.7438553 7 * Layer 1
 RODSUB 5 3 0.9054109 8 * Layer 2
 RODSUB 5 4 1.0772175 9 * Layer 3
 RODSUB 5 5 1.2853820 10 * Layer 4
 RODSUB 5 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 5 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 5 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 6 1 0.2016000 3 * Fuel
 RODSUB 6 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 6 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 6 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 6 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 6 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 6 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 6 8 3.30 13 * Graphite
 * Third Ring
 RODSUB 7 1 0.2016000 5 * Fuel
 RODSUB 7 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 7 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 7 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 7 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 7 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 7 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 7 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 8 1 0.2016000 6 * Fuel
 RODSUB 8 2 0.7438553 7 * Layer 1
 RODSUB 8 3 0.9054109 8 * Layer 2
 RODSUB 8 4 1.0772175 9 * Layer 3
 RODSUB 8 5 1.2853820 10 * Layer 4

RODSUB 8 7 2.9800000 12 * Coolant
RODSUB 8 8 3.30 13 * Graphite
RODSUB 9 1 0.2016000 5 * Fuel
RODSUB 9 2 0.5322803 7 * Layer 1
RODSUB 9 3 0.6280956 8 * Layer 2
RODSUB 9 4 0.7290563 9 * Layer 3
RODSUB 9 5 0.8504216 10 * Layer 4
RODSUB 9 6 2.2402800 11 * Pin
RODSUB 9 7 2.9800000 12 * Coolant
RODSUB 9 8 3.30 13 * Graphite

*-----

* MATERIAL CARDS CLUSTER VHTR-reprocessamento (0-15)%-temp 1200k - 23%
reprocesado

MATERIAL 1 10.95 1200.0 1 \$ * fuel

234 0.000000 \$
236 0.000000 \$
948 0.003657 \$
937 0.006904 \$
951 0.007401 \$
953 0.002779 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000679 \$
2235 0.001344 \$
8238 0.670438 \$
6239 0.106710 \$
1240 0.044751 \$
1241 0.024189 \$
1242 0.012736 \$
1952 0.000020 \$
6016 0.118385

MATERIAL 2 10.95 1200.0 1 \$ * fuel

234 0.000000 \$
236 0.000000 \$
948 0.003657 \$
937 0.006904 \$
951 0.007401 \$
953 0.002779 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000679 \$
2235 0.001344 \$
8238 0.670438 \$
6239 0.106710 \$
1240 0.044751 \$
1241 0.024189 \$
1242 0.012736 \$
1952 0.000020 \$
6016 0.118385

MATERIAL 3 10.95 1200.0 1 \$ * fuel

234 0.000000 \$
236 0.000000 \$
948 0.003657 \$
937 0.006904 \$
951 0.007401 \$
953 0.002779 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000679 \$
2235 0.001344 \$
8238 0.670438 \$
6239 0.106710 \$
1240 0.044751 \$
1241 0.024189 \$
1242 0.012736 \$
1952 0.000020 \$
6016 0.118385

MATERIAL 4 10.95 1200.0 1 \$ * fuel

234 0.000000 \$
236 0.000000 \$
948 0.003657 \$
937 0.006904 \$
951 0.007401 \$
953 0.002779 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$.
964 0.000679 \$
2235 0.001344 \$
8238 0.670438 \$
6239 0.106710 \$
1240 0.044751 \$
1241 0.024189 \$
1242 0.012736 \$
1952 0.000020 \$
6016 0.118385

MATERIAL 5 10.95 1200.0 1 \$ * fuel

234 0.000000 \$
236 0.000000 \$
948 0.003657 \$
937 0.006904 \$
951 0.007401 \$
953 0.002779 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000679 \$
2235 0.001344 \$
8238 0.670438 \$
6239 0.106710 \$
1240 0.044751 \$

1241 0.024189 \$
1242 0.012736 \$
1952 0.000020 \$
6016 0.118385
MATERIAL 6 10.95 1200.0 1 \$ * fuel
234 0.000000 \$
236 0.000000 \$
948 0.003657 \$
937 0.006904 \$
951 0.007401 \$
953 0.002779 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000679 \$
2235 0.001344 \$
8238 0.670438 \$
6239 0.106710 \$
1240 0.044751 \$
1241 0.024189 \$
1242 0.012736 \$
1952 0.000020 \$
6016 0.118385
MATERIAL 7 1.00 1200.0 2 \$
2012 100.0 * Layer 1
MATERIAL 8 1.85 1200.0 2 \$
2012 100.0 * Layer 2
*
MATERIAL 9 3.20 1200.0 2 \$
2012 50.00 91.0 50.00 * Layer 3
MATERIAL 10 1.85 1200.0 2 \$
2012 100.0 * Layer 4
MATERIAL 11 1.74 1200.0 2 \$
2012 100.0 * Pin
MATERIAL 12 0.0028253 1200.0 3 \$
4 100.0 * Coolant
MATERIAL 13 1.74 1200.0 4 \$
2012 100.0 * Reflector mod*
FEWGROUPS 1 4 8 15 20 24 28 40 45 46 47 50 55 60 69
MESH 10 10 10
TOLERANCE 1E-3
FUEL -1 1000
POWERC 1 103 50 20
BUCKLING 0.0001586 0.000015694
BEGINC
MATERIALS
BUCKLING 0.0001586 0.000015694
printc 1 0 1 1
BEGINC

Tório

VHTR-helio-103mw-15%-(torio+Pu+MA) 24,40%
reprocessado –

CELL 7
SEQUENCE 2
NGROUP 15 3
NMESH 30
NREGION 3 1 31
NRODS 36 1 7 7 9 8 8
NCELLS 36
NMAT 13 6
PREOUT
INITIATE

*-----

* GEOMETRY CARDS

*-----

ANNULUS 1 19.70 13
ANNULUS 2 19.78 12
ANNULUS 3 21.65 13
ARRAY 1 1 2 5.5 0 * Fuel
ARRAY 2 1 2 5.5 1.047 * Fuel
ARRAY 3 1 2 5.5 2.094 * Fuel
ARRAY 4 1 2 11.0 0 * Fuel
ARRAY 5 1 2 11.0 1.047 * Fuel
ARRAY 6 1 2 11.0 2.094 * Fuel
ARRAY 7 1 2 16.5 0 * Fuel
ARRAY 8 1 2 16.5 1.047 * Fuel
ARRAY 9 1 2 16.5 2.094 * Fuel
* First Ring
RODSUB 1 1 0.2016000 1 * Fuel
RODSUB 1 2 0.5322803 7 * Layer 1
RODSUB 1 3 0.6280956 8 * Layer 2
RODSUB 1 4 0.7290563 9 * Layer 3
RODSUB 1 5 0.8504216 10 * Layer 4
RODSUB 1 6 2.2402800 11 * Pin
RODSUB 1 7 2.9800000 12 * Coolant
RODSUB 1 8 3.30 13 * Graphite
RODSUB 2 1 0.2016000 2 * Fuel
RODSUB 2 2 0.7438553 7 * Layer 1
RODSUB 2 3 0.9054109 8 * Layer 2
RODSUB 2 4 1.0772175 9 * Layer 3
RODSUB 2 5 1.2853820 10 * Layer 4
RODSUB 2 6 2.2402800 11 * Pin

RODSUB 2 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 2 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 3 1 0.2016000 1 * Fuel
 RODSUB 3 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 3 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 3 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 3 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 3 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 3 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 3 8 3.30 13 * Graphite
 * Second Ring
 RODSUB 4 1 0.2016000 3 * Fuel
 RODSUB 4 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 4 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 4 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 4 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 4 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 4 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 4 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 5 1 0.2016000 4 * Fuel
 RODSUB 5 2 0.7438553 7 * Layer 1
 RODSUB 5 3 0.9054109 8 * Layer 2
 RODSUB 5 4 1.0772175 9 * Layer 3
 RODSUB 5 5 1.2853820 10 * Layer 4
 RODSUB 5 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 5 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 5 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 6 1 0.2016000 3 * Fuel
 RODSUB 6 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 6 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 6 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 6 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 6 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 6 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 6 8 3.30 13 * Graphite
 * Third Ring
 RODSUB 7 1 0.2016000 5 * Fuel
 RODSUB 7 2 0.5322803 7 * Layer 1
 RODSUB 7 3 0.6280956 8 * Layer 2
 RODSUB 7 4 0.7290563 9 * Layer 3
 RODSUB 7 5 0.8504216 10 * Layer 4
 RODSUB 7 6 2.2402800 11 * Pin
 RODSUB 7 7 2.9800000 12 * Coolant
 RODSUB 7 8 3.30 13 * Graphite
 RODSUB 8 1 0.2016000 6 * Fuel
 RODSUB 8 2 0.7438553 7 * Layer 1
 RODSUB 8 3 0.9054109 8 * Layer 2
 RODSUB 8 4 1.0772175 9 * Layer 3
 RODSUB 8 5 1.2853820 10 * Layer 4
 RODSUB 8 6 2.2402800 11 * Pin

RODSUB 8 7 2.9800000 12 * Coolant
RODSUB 8 8 3.30 13 * Graphite
RODSUB 9 1 0.2016000 5 * Fuel
RODSUB 9 2 0.5322803 7 * Layer 1
RODSUB 9 3 0.6280956 8 * Layer 2
RODSUB 9 4 0.7290563 9 * Layer 3
RODSUB 9 5 0.8504216 10 * Layer 4
RODSUB 9 6 2.2402800 11 * Pin
RODSUB 9 7 2.9800000 12 * Coolant
RODSUB 9 8 3.30 13 * Graphite

*-----
*-----

* MATERIAL CARDS CLUSTER VHTR-reprocessamento (0-15)%-temp 1200k - 24%
reprocesado Thorio

*-----

MATERIAL 1 10.00 1200.0 1 \$ * fuel
2232.1 0.668064 \$
948 0.003686 \$
6239 0.107553 \$
1240 0.045104 \$
1241 0.024380 \$
1242 0.012836 \$
937 0.006959 \$
951 0.007459 \$
1952 0.000020 \$
953 0.002801 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000684 \$
6016 0.120444

MATERIAL 2 10.00 1200.0 1 \$ * fuel
2232.1 0.668064 \$
948 0.003686 \$
6239 0.107553 \$
1240 0.045104 \$
1241 0.024380 \$
1242 0.012836 \$
937 0.006959 \$
951 0.007459 \$
1952 0.000020 \$
953 0.002801 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000684 \$
6016 0.120444

MATERIAL 3 10.00 1200.0 1 \$ * fuel
2232.1 0.668064 \$
948 0.003686 \$
6239 0.107553 \$

1240 0.045104 \$
1241 0.024380 \$
1242 0.012836 \$
937 0.006959 \$
951 0.007459 \$
1952 0.000020 \$
953 0.002801 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000684 \$
6016 0.120444
MATERIAL 4 10.00 1200.0 1 \$ * fuel
2232.1 0.668064 \$
948 0.003686 \$
6239 0.107553 \$
1240 0.045104 \$
1241 0.024380 \$
1242 0.012836 \$
937 0.006959 \$
951 0.007459 \$
1952 0.000020 \$
953 0.002801 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000684 \$
6016 0.120444
MATERIAL 5 10.00 1200.0 1 \$ * fuel
2232.1 0.668064 \$
948 0.003686 \$
6239 0.107553 \$
1240 0.045104 \$
1241 0.024380 \$
1242 0.012836 \$
937 0.006959 \$
951 0.007459 \$
1952 0.000020 \$
953 0.002801 \$
962 0.000000 \$
963 0.000009 \$
964 0.000684 \$
6016 0.120444
MATERIAL 6 10.00 1200.0 1 \$ * fuel
2232.1 0.668064 \$
948 0.003686 \$
6239 0.107553 \$
1240 0.045104 \$
1241 0.024380 \$
1242 0.012836 \$
937 0.006959 \$

951 0.007459 \$
 1952 0.000020 \$
 953 0.002801 \$
 962 0.000000 \$
 963 0.000009 \$
 964 0.000684 \$
 6016 0.120444
 MATERIAL 7 1.00 1200.0 2 \$
 2012 100.0 * Layer 1
 MATERIAL 8 1.85 1200.0 2 \$
 2012 100.0 * Layer 2
 MATERIAL 9 3.20 1200.0 2 \$
 2012 50.00 91.0 50.00 * Layer 3
 MATERIAL 10 1.85 1200.0 2 \$
 2012 100.0 * Layer 4
 MATERIAL 11 1.74 1200.0 2 \$
 2012 100.0 * Pin
 MATERIAL 12 0.0028253 1200.0 3 \$
 4 100.0 * Coolant
 MATERIAL 13 1.74 1200.0 4 \$
 2012 100.0 * Reflector mod*
 FEWGROUPS 1 4 8 15 20 24 28 40 45 46 47 50 55 60 69
 MESH 10 10 10
 TOLERANCE 1E-3
 FUEL -1 1000
 POWERC 1 103 50 20
 BUCKLING 0.0001586 0.000015694
 BEGINC
 MATERIALS
 BUCKLING 0.0001586 0.000015694
 printc 1 0 1 1
 BEGINC