



CONCEPÇÃO DO ELEMENTO COMBUSTÍVEL PARA O REATOR
AVANÇADO PWR NUSCALE APLICADO AO COMBUSTÍVEL DE TÓRIO

Diego Manoel Enedino Gonçalves

Dissertação de Mestrado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Mestre em Engenharia Nuclear.

Orientador: Giovani Laranjo de Stefani Ph.D.

Rio de Janeiro

Maio de 2023

CONCEPÇÃO DO ELEMENTO COMBUSTÍVEL PARA O REATOR
AVANÇADO PWR NUSCALE APLICADO AO COMBUSTÍVEL DE TÓRIO

Diego Manoel Enedino Gonçalves

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO
ALBERTO LUIZ COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE
ENGENHARIA DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO
PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU
DE MESTRE EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Orientador: Giovani Laranjo de Stefani Ph.D.

Aprovada por: Prof. Pedro Carlos Russo Rossi
Prof. Cláudia Pereira Bezerra Lima

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

MAIO DE 2023

Gonçalves, Diego Manoel Enedino

Concepção do elemento combustível para o reator avançado PWR NuScale aplicado ao combustível de Tório/Diego Manoel Enedino Gonçalves. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2023.

XIII, 86 p.: il.; 29, 7cm.

Orientador: Giovani Laranjo de Stefani Ph.D.

Dissertação (mestrado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2023.

Referências Bibliográficas: p. 79 – 86.

1. Primeira palavra-chave. 2. Segunda palavra-chave.
3. Terceira palavra-chave. I. Ph.D., Giovani Laranjo de Stefani. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

Resumo da Dissertação apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências (M.Sc.)

CONCEPÇÃO DO ELEMENTO COMBUSTÍVEL PARA O REATOR AVANÇADO PWR NUSCALE APLICADO AO COMBUSTÍVEL DE TÓRIO

Diego Manoel Enedino Gonçalves

Maio/2023

Orientador: Giovani Laranjo de Stefani Ph.D.

Programa: Engenharia Nuclear

Neste trabalho, apresentamos atrasos na construção de reatores nucleares devido a questões de licenciamento que têm sido um problema em todo o mundo, afetando projetos na Finlândia, França e Estados Unidos. Os Pequenos Reatores Modulares surgem como uma transição entre as Gerações III+ e IV, a fim de tornar a energia nuclear mais competitiva com outras fontes de energia, incluindo as renováveis. Neste estudo, o Pequeno Reator Modular NuScale, um dos projetos mais promissores da atualidade, é investigado para sua conversão em um reator produtor de U-233 através do conceito de elemento combustível Radkowsky Seed-Blanket-Unit, aplicado no reator Shippingport, em um estudo métrico. Inicialmente, foi realizada uma validação do reator de referência (NuScale) com dados de documentos e artigos técnicos, demonstrando assim a concordância do modelo computacional realizado com o código SERPENT. Em seguida, é realizado um estudo paramétrico para definir a área da região da físsil e da fértil, proporções de enriquecimento e comprimento do passo. Finalmente, é feita uma comparação entre a produção de U-233, redução de TRU, extensão de queima e parâmetros de segurança neutrônicos e termo-hidráulicos. Este estudo demonstra uma melhora na razão de conversão e uma redução considerável na produção de TRU, com baixa proporção de outros isótopos de urânio que podem levar ao início do ciclo do tório com tecnologias já consolidadas.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

FUEL ELEMENT DESIGN FOR NUSCALE ADVANCED PWR REACTOR
APPLIED TO THORIUM FUEL.

Diego Manoel Enedino Gonçalves

May/2023

Advisor: Giovani Laranjo de Stefani Ph.D.

Department: Nuclear Engineering

In this work, we present delays in the construction of nuclear reactors due to licensing issues have been a problem across the world, affecting projects in Finland, France, and the United States. Small Modular Reactors (SMR) emerge as a transition between Generations III+ and IV in order to make nuclear energy more competitive with other energy sources, including renewables. In this study, the SMR NuScale, one of the most promising projects today, is investigated for its conversion into a U-233 producing reactor through the Radkow-sky seed-blanket fuel element concept, applied in the Shippingport reactor, in a para-metric study. Initially, a validation of the reference reactor (NuScale) was carried out with data from technical documents and papers, thus demonstrating the agreement of the computational model carried out with the SERPENT code. Then a parametric study is carried out to define the area of the seed and blanket region, proportions of enrichment and pitch length. Finally, a comparison is made between the production of U-233, TRU reduction, burn-up extension and neutronic and thermohydraulic safety parameters. This study demonstrates an improvement in the conversion factor and a considerable reduction in the production of TRU with a low proportion of other uranium isotopes that can lead to the beginning of the thorium cycle with already consolidated technologies.

Sumário

Lista de Figuras	viii
Lista de Tabelas	x
1 Introdução	1
1.1 Objetivos	5
1.2 Estrutura do trabalho	6
1.3 Justificativa	7
2 Revisão Bibliográfica	15
3 Fundamentação teórica	27
3.1 O programa Serpent	27
3.2 Reação em Cadeia e reatividade	28
3.2.1 Fator de multiplicação infinito	28
3.2.2 Fator de reprodução	29
3.2.3 Razão de conversão	29
3.3 Coeficiente de Reatividade	30
3.3.1 Coeficiente de temperatura do moderador	30
3.3.2 Coeficiente de temperatura do combustível	31
3.4 Dinâmica de reatores	31
3.4.1 Tempo de geração de nêutrons prontos	31
3.4.2 A fração de nêutrons atrasados	33
3.5 Análise do reator homogêneo	33
3.6 Análise do elemento heterogêneo	36
3.7 Análise de segurança termo hidráulico	38
3.7.1 Perfil de temperatura radial	44
4 Resultados	47
4.1 Validação do NuScale	47
4.2 Resultados do reator homogêneo	50

4.3	Resultados do elemento heterogêneo	52
4.4	Análise de Segurança Termohidráulica	60
4.5	Produção de Rejeitos	68
5	Conclusão	74
6	Sugestão para trabalhos futuros.	78
	Referências Bibliográficas	79

Lista de Figuras

1.1	Comparativo das fontes energéticas em função das emissões dos gases do efeito estufa por taxa de mortalidade.[1]	2
1.2	Produção de urânio contra a quantidade requerida.[2]	3
1.3	Ciclo aberto de tório.[3]	9
1.4	Ciclo fechado de tório.[3]	10
1.5	Distribuição global das reservas de tório [4].[5]	11
2.1	Os diferentes reatores de potência com período correspondente das gerações.[6]	16
2.2	Classificação dos reatores modulares pequenos.[7]	18
2.3	Desenho esquemático da Planta do PRM-NuScale.[8]	19
2.4	Tipos de configurações de uso do tório micro-heterogêneo.[9]	22
2.5	Configurações macro-heterogêneo para uso de tório SBU x WASB [9][10]	23
3.1	Seção transversal dos reatores homogêneos uniformes.	36
3.2	Analogia do circuito térmico da vareta combustível.	45
3.3	Representação fluxograma da análise termo-hidráulica.	46
4.1	Um quarto do núcleo do NuScale para validação.[11]	48
4.2	Dois tipos de elementos combustíveis no Núcleo.	49
4.3	Esquema axial dois tipos de varetas combustíveis no NuScale[11]	49
4.4	Resultado do estudo do reator homogêneo.	51
4.5	Vista superior do elemento combustível dióxido de urânio-tório	53
4.6	Comparação do fator de multiplicação dos elementos combustíveis	54
4.7	Comparação da razão de conversão dos elementos combustíveis	55
4.8	Comparação da fração de nêutrons atrasados elementos combustíveis	56
4.9	Comparação do tempo de geração de nêutrons prontos	57
4.10	O fluxo de calor do elemento NuScale.	62
4.11	O fluxo de calor do elemento Seed-Blanket	62
4.12	Queda de pressão do elemento combustível NuScale	63
4.13	Queda de pressão dos elementos combustível seed-blanket	63

4.14	Comparação do comportamento do título do elemento NuScale	64
4.15	Comparação do comportamento do título dos elementos combustíveis	64
4.16	Comparação da entalpia dos elementos combustível nuscale.	65
4.17	Comparação da entalpia dos elementos combustíveis SBU.	65
4.18	Comparação dos elementos combustíveis da ebulição nucleada.	66
4.19	Comparação dos elementos combustíveis da ebulição nucleada.	66
4.20	Temperatura radial do NuScale no início de ciclo.	67
4.21	Temperatura radial do SBU no início de ciclo.	67
4.22	Comparação do ^{239}Pu elementos combustíveis TRU.	69
4.23	Comparação do ^{240}Pu elementos combustíveis TRU.	69
4.24	Comparação do ^{241}Pu e elementos combustíveis TRU.	70
4.25	Comparação do ^{242}Pu e elementos combustíveis TRU.	70

Lista de Tabelas

1.1	Os custos totais para fabricação de 1kg urânio como combustível UO ₂ (a partir de setembro de 2021).[12][13]	11
1.2	Parâmetros neutrônicos dos isótopos à 0.0253eV JENDL-4.0 a 300 °K .[14]	12
1.3	Comparação dos custos do NuScale x PWR-12.(em bilhões \$).[15][16]	14
3.1	Estudo do reator homogêneo uniforme.	35
3.2	Limite correlação de W3-Westinghouse.[17]	43
4.1	Características de projeto do elemento combustível NuScale.[18]	48
4.2	Temperatura nos diferentes estados de operação.[11]	50
4.3	Validação do núcleo NuScale e a modelagem.[11]	50
4.4	Resultados do elemento combustível homogêneo	51
4.5	Configuração do elemento combustível (U, Th)O ₂	52
4.6	Parâmetros de projeto do elemento seed-blanket.	53
4.7	Comparação do elemento combustível convencional e o seed-blanket. . .	55
4.8	Comparação dos parâmetros neutrônicos dos elementos.	57
4.9	Comparação do coeficiente de temperatura do moderador no início de ciclo.	58
4.10	Comparação dos resultados do coeficiente de temperatura do combustível no início de ciclo.	59
4.11	Tabela de validação da modelo de cálculo termo-hidráulica.	60
4.12	Comparação das densidades de potência.	61
4.13	Tabela comparativa resultados termo-hidráulica.	68
4.14	Comparação dos isótopos de plutônio nos elementos combustíveis. . .	68
4.15	Comparação dos isótopos nos elementos combustíveis no fim de ciclo.	71
4.16	Comparação dos rejeitos nos elementos combustíveis no fim de ciclo .	72
4.17	Tabela de comparação entre os elementos combustíveis de alta toxicidade	73

Siglas

BOC Início de ciclo. 60, 67

BWR Reator de água fervente. 13, 17

CFP Cold Zero Power. 49, 50

CHF Fluxo de Calor Crítico. 43

CRC Conceito de Radkowsky Clássico. 20, 21, 78

DNB Partida de Ebulição Nucleada. 6, 7, 44, 60, 64, 65

DTC Coeficiente de Temperatura Doppler. 31

EC Elemento Combustível. 5, 6, 7, 23, 28, 58

EOC Fim de ciclo. 61

FSAR Relatório Final de Análise de Segurança. 30, 44, 47

FTC Coeficiente de Temperatura do Combustível. 31, 58

GV Gerador de Vapor. 4

HEU Urânio altamente enriquecido. 12

HFP Hot Full Power. 49, 50

HLW Rejeitos radioativos de alto nível. 8

HTGR Reator a gas de alta temperatura. 17

HTR-PM High Temperature Gas-Cooled Reactor-Pebble-bed Module. 15

HZP Hot Zero Power. 49, 50

ILW Rejeitos radioativos de nível intermediário. 8

IPWR Reator Integral de Água Pressurizada. 17

LOCA Acidente de Perda de Refrigerante. 19

LWR Reator de água leve. 51, 55

MATLAB Programa MATrix LABoratory. 5, 6, 7, 40, 42, 45, 53, 60, 62, 64, 78

MDF Método de Diferenças Finitas. 42

MDNB Mínima de partida de ebulição nucleada. 26, 66

MMC Método de Monte Carlo. 5, 19, 27, 58

MNCP Monte Carlo N-Particle Transport. 19, 50

MOX Combustível misto de óxidos. 25, 67

MSR Reator de Sal Fundido. 17

MTC Coeficiente de Temperatura do Moderador. 30, 58

NACAD Núcleo de Atendimento a Computação de Alto Desempenho. 5

NRC Comissão Nuclear Regulatória. 16, 38, 59

PHWR Reator pressurizado de água pesada. 22

PRM Pequenos Reactores Modulares. 3, 4, 6, 13, 15, 16, 17, 18, 24, 43

PSO Otimização por enxame de partículas. 78

PWR Reator de água pressurizada. 3, 4, 11, 13, 17, 18, 19, 20, 21, 22, 23, 25, 26, 44, 56, 62

RAR Reservas razoavelmente garantidas. 3

RIA Acidentes iniciados por Reatividade. 31

SBU Seed-Blanket-Unit. 20, 21, 22, 23, 24, 53, 55, 56, 58, 59, 61, 64, 65, 66, 67, 69, 70

SRCP Sistema de Remoção de Calor Passivo. 4, 19

TRU Rejeitos de transurânicos. 22, 69

WASB Whole Assembly Seed Blanket. 23

Capítulo 1

Introdução

A eletricidade é parte essencial da vida moderna, seja utilizada para refrigeração, aquecimento, sistemas eletrônicos, máquinas e meios de transporte. Há diversas fontes de energéticas capazes de gerar energia. As fontes de energia não renováveis como gás natural, petróleo e carvão fornecem 79% da energia consumida pela sociedade, tais fontes são emissoras dos gases do efeito estufa [1]. Conforme a sociedade avança, o consumo energético se expande. Segundo estimativas [19] a demanda por eletricidade aumentará 2% a cada ano até 2030. O aumento da demanda de consumo energético tende a agravar o problema dos gases do efeito estufa. Essa se torna impraticável do ponto de vista econômico e ambiental. A redução dos dióxidos de carbono é imprescindível, para um cenário mais sustentável.

A figura 1.1, exemplifica as emissões dos gases estufa por taxa de mortalidade e taxa de acidentes de cada fonte energética. A energia nuclear é uma excelente fonte de energia elétrica. Como se observa a energia nuclear é uma das melhores opções energéticas por ser segura e confiável, com baixa taxa de mortalidade por acidente e menor quantidade de emissões $\text{CO}_2/1\text{GWh}$ [1]. O aumento da participação da energia nuclear trará um cenário mais sustentável, como proposto por [20], pois protege a qualidade do ar, produz mais eletricidade em menos espaço e com baixa produção de resíduos, comparado as demais fontes térmicas.

De acordo com [21] somente a indústria nuclear evitou mais de 476 milhões de toneladas métricas de emissões de dióxido de carbono em 2019. Além disso, a instituição diz que uma planta de 1000 MW é necessária uma usina fotovoltaica 360 vezes maior, e, um parque eólico 75 vezes maior, em consoante [20]. Em outras

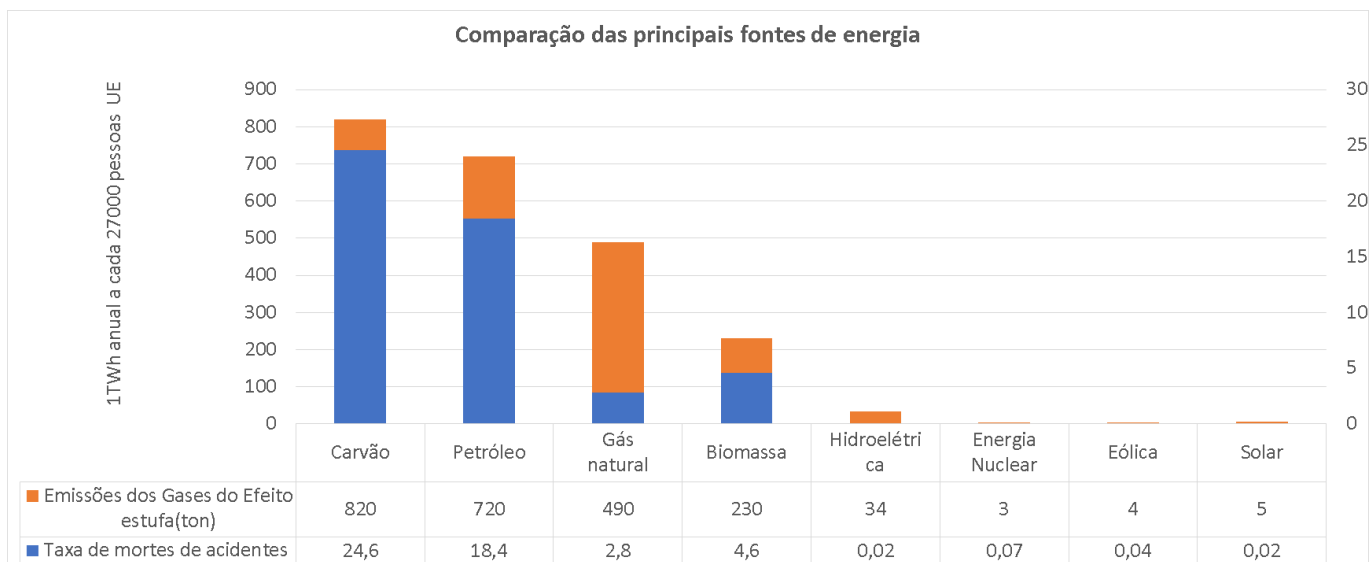


Figura 1.1: Comparativo das fontes energéticas em função das emissões dos gases do efeito estufa por taxa de mortalidade.[1]

palavras, possui maior densidade de potência por área, em metros quadrados. As demais fontes renováveis ficam dependentes das condições climáticas para alta produção energética. A energia nuclear usa o combustível de urânio, muito maior que as matrizes térmicas tradicionais. A energia nuclear é responsável por cerca de 10% de toda a eletricidade do mundo e constitui apenas 3,3% do recurso energético global [22].

No Brasil, a situação é ainda mais desafiadora, em 2019 houve um aumento de 1,3% consumo de eletricidade deve atingir capacidade potencial plena em 2030 [23]. Bem como os problemas evidenciados na crise hídrica ocasionada pela estiagem em 2021. Diante disso, a matriz nuclear assume um papel central na matriz energética global e principalmente no Brasil.

Todos os 440 reatores existentes no mundo são abastecidos com urânio enriquecido. Atualmente a quantidade demandada requer 79500 Ton.U, e a produção atual de 67500 Ton.U por ano, uma diferença de 17,7% [2], conforme a figura 1.2. O ciclo de tório pode minimizar a discrepância existente entre produção e a demanda de urânio. Além do mais, o ciclo de tório é ainda mais vantajoso, pois são reprocessados e reutilizados em plantas nucleares. O armazenamento dos rejeitos provenientes do combustível de tório é menos radioativo.

O tório pode revolucionar o mundo em muitos aspectos, principalmente quando

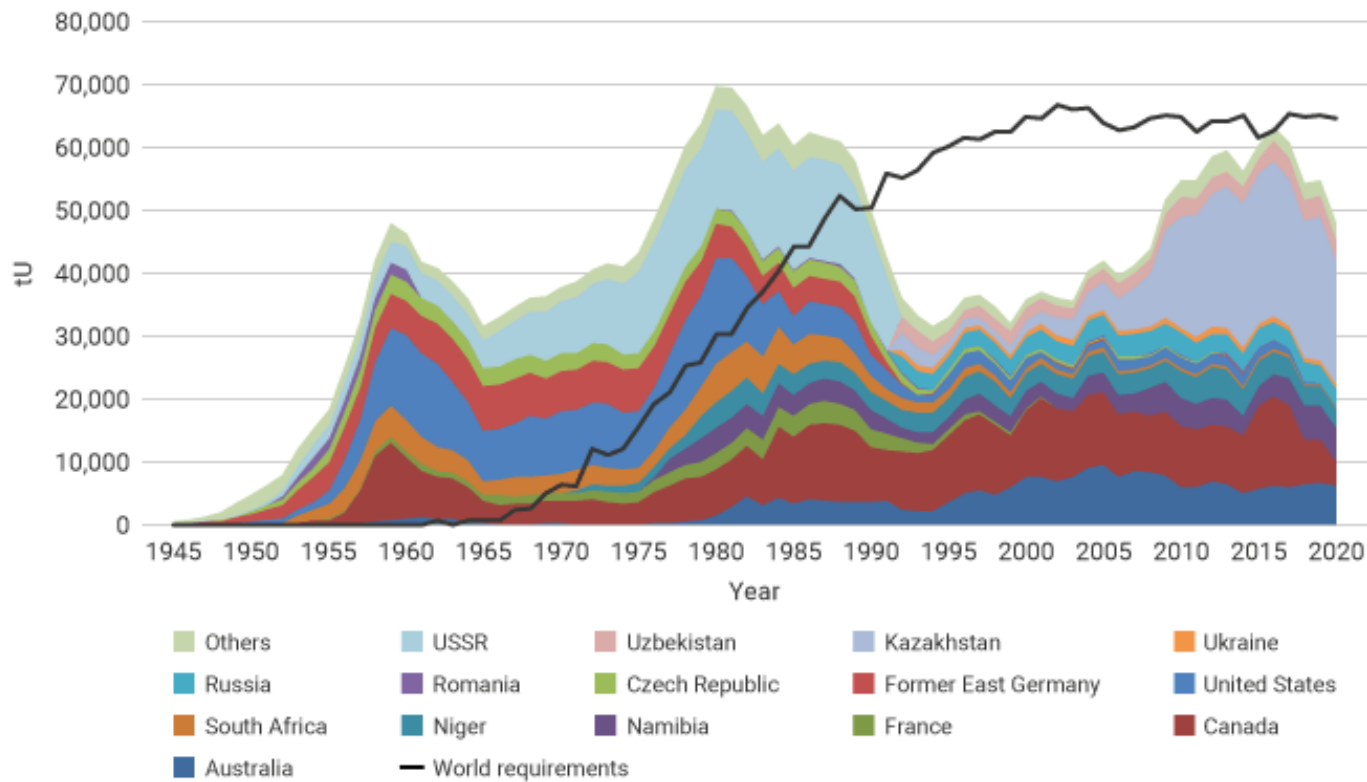


Figura 1.2: Produção de urânio contra a quantidade requerida.[2]

comparado ao urânio. O tório possui propriedades neutrônicas melhores, quando aplicado como combustível, e, geram menos resíduos que o urânio. Ele é muito mais abundante na terra, se comparado ao urânio, suas reservas compreendem 3 a 4 vezes, se comparado ao urânio [4]. O que gera um enorme potencial para geração energética, em países com elevadas reservas a produção, mineração e extração se torna vantajoso.

O custo das Reservas razoavelmente garantidas (RAR) são menores. As reservas razoavelmente garantidas são depósitos de recurso mineral conhecidos em teor, tamanho e configuração que podem ser recuperados imediatamente nos custos de produção, com tecnologia existente com processamento e mineração comprovada. Nesse cenário, as reservas de urânio se concentram entre \$130 kgU - \$230 kgU RAR, segundo [24]. Em termos comparativos, o custo das reservas RAR de tório é menor que \$80 kgTh cerca de 2 a 3 vezes menor [5].

A maioria das plantas nucleares existentes de II Geração, tipo Reator de água pressurizada (PWR) e usam água leve como moderador, e, um terço, se encontram em fase de descomissionamento [25]. Por isso, os Pequenos Reactores Modulares (PRM) terão mais relevância na matriz energética global. Os PRM possuem van-

tagens em relação aos reatores convencionais como tempo de construção, modularidade, escalabilidade, flexibilidade de localização e diversas aplicações industriais. Os PRM de Tório estão em uma boa posição com relação à sustentabilidade, além de unir as características citadas. Em comparação com os reatores de II Geração, resultam em muito menos resíduos radioativos. O combustível é mais seguro, no quesito da não proliferação armas nucleares [26]. O ciclo de tório produz menos plutônio e reduz a rádio toxicidade dos rejeitos [27].

O uso de Tório em reatores PWR surge do conceito de Radkowsky conforme as obras [28],[29],[30],[31] e [27] onde o reator consiste em uma região de seed, material físsil, ao centro, e outra de blanket, com material fértil, no entorno. O seed é composto de dióxido de urânio UO_2 e blanket é uma mistura de óxido de tório e urânio $(U, Th)O_2$. A configuração possui duas regiões com diferentes enriquecimentos e volume do moderador sobre o volume do combustível preestabelecidas para a região físsil e a fértil.

Estes trabalhos [32] e [33] demonstraram a alta capacidade de converter qualquer reator para o conceito de Radkowsky, com redução dos produtos radioativos, e um ciclo mais resistente a proliferação de armas nucleares. Sem afetar as características de segurança do reator e conversibilidade de um PWR com combustível de óxido de urânio, para operar com combustível a base de mistura de óxidos de urânio e tório.

O modelo de PRM escolhido para a pesquisa foi o NuScale, devido possuir um Sistema de Remoção de Calor Passivo (SRCP) que opera por convecção natural passiva. Como ainda o custo de construção é menor comparado ao PWR convencional. Contém um gerador de vapor que abriga o núcleo do reator, que torna o sistema mais simples e seguro. Como também, possui mais barreiras de contenção, em caso de acidentes de base de projeto. Ademais, o Gerador de Vapor (GV) é mais seguro, possui menor dimensionamento. Além do mais, operam com ciclo de 24 meses diferente da maioria dos projetos convencionais de 12 a 18 meses. A conversão do NuScale para o uso de combustível misto de óxidos de urânio e tório, aliará as características de redução dos custos, bem como a redução da produção de rejeito, e traz um cenário mais sustentável para a indústria nuclear com $(U, Th)O_2$.

1.1 Objetivos

O objetivo do trabalho é converter o Elemento Combustível (EC) do pequeno reator modular, NuScale, para o uso da mistura de óxidos U–Th a fim de reduzir o consumo de combustível, com a posterior reutilização do mesmo. Isso acarretará uma redução da produção de rejeitos e no consumo de urânio. Na sequência, faremos a validação da análise de segurança termo hidráulica do elemento combustível (U, Th)O₂ e compararemos com elemento homogêneo convencional. O procedimento de pesquisa consiste em reconstruir o núcleo do reator de água leve NuScale. A partir dele realizaremos as comparações, com o modelo proposto do NuScale de óxidos de (U, Th). A análise será feita pelos elementos combustíveis presentes no padrão e compará-los ao elemento combustível com conceito de Radkowsky. Utiliza-se um software de processamento o Serpent, capaz de calcular a equação de transporte de nêutrons de energia contínua pelo Método de Monte Carlo (MMC) e a queima do elemento combustível no período do ciclo de operação. Devido ao alto custo computacional optou-se em utilizar o cluster Núcleo de Atendimento a Computação de Alto Desempenho (NACAD) a fim de reduzir o tempo de processamento.

Para obtenção da melhor configuração do elemento combustível, optou-se pelo estudo do reator homogêneo com uma mistura de combustível e água. O estudo visou definir a melhor proporção de volume das regiões fértil e físsil. Como forma de obter a otimização da razão de conversão do EC sem perder a sustentabilidade da reação. Concluída esta fase determinou a melhor configuração para o elemento combustível fértil de (10 %U + 90 %Th)O₂, com material físsil enriquecido em 20w/o. Ao compararmos com elemento combustível original do NuScale com o máximo de enriquecimento 4.33 % ²³⁵U.

Desenvolveu-se um código no Programa MATrix LABoratory (MATLAB), capaz de obter análise neutrônica e termo-hidráulica do elemento combustível. Os resultados provenientes do Serpent permitiram a avaliação dos parâmetros de física de reatores, a fim de comparar os dois tipos de elementos combustíveis. Avaliou-se o conceito de queima e a redução do rejeito de vida longa, como plutônio entre outros actinídeos. Além de que, verificamos a produção de material físsil ²³³U no EC proposto, mas também verificou-se a produção dos principais isótopos de ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu no elemento composto de (U, Th)O₂.

Estima-se a taxa de reação de fissão na vareta combustível pelo programa Serpent, com a finalidade de determinar o fluxo de calor em ambos os elementos com-

bustíveis, o convencional e no misto de dióxidos de tório e urânio. O código no MATLAB será possível fazer a análise termohidráulica dos elementos combustíveis, para saber se os limites térmicos de engenharia e temperaturas máximas não sejam atingidos. Obtêm-se as máximas de temperaturas radiais e o mínimo o valor de afastamento da partida de ebulição nucleada Partida de Ebulição Nucleada (DNB) pela correlação de W3 empregada na maioria dos reatores de água leve. Caso o mínimo a mínima partida de ebulição nucleada maior em 20% é possível inferir que a condição foi atendida.

Conclui-se o trabalho com análise térmica e hidráulica não excedendo os parâmetros de engenharia de materiais que influenciam diretamente na vida útil dos componentes do núcleo. Assim podemos garantir a confiabilidade do EC heterogêneo proposto. Finalmente o estudo do ciclo aberto do elemento capaz promover maior economia de combustível, com a redução dos rejeitos e reutilização da mistura de óxidos de (Pu, Th)O₂.

1.2 Estrutura do trabalho

No capítulo 1, expõe uma breve introdução uma contextualização à respeito da energia nuclear. A fim de preparar o leitor com as justificativas à respeito do trabalho como a redução dos resíduos nucleares. O combustível de (U, Th) além do principal constituinte tório ter maior presença na crosta terrestre, somado as boas características PRM. Alguns dos problemas enfrentados pela indústria nuclear, como longo período de planejamento e construção das plantas, custo elevado da operação dos reatores, e o risco de proliferação de armas nucleares. Devido aos produtos de fissão desse combustível serem ricos em ²³⁹Pu, são minimizados nesse conceito.

A proposta deste trabalho, visa mitigar o risco de proliferação de armas nucleares, o gerenciamento de resíduos nucleares e a redução dos custos da operação das plantas com o PRM com combustível de óxidos de (U, Th). Ademais o combustível de (U, Th) produz menor quantidade de rejeitos. No capítulo 2, há uma revisão bibliográfica com as principais referências que fundamentaram a obra, e uma contextualização de como pode ser empregado o combustível (U, Th) e as principais características e possíveis resultados do emprego do conceito do elemento seed-blanket.

O capítulo 3, apresentou toda a fundamentação teórica, como uma equação de transporte de nêutrons que fundamenta o programa Serpent. Os principais pa-

râmetros neutrônicos de análise para seus efeitos de comparação do combustível seed-blanket com o elemento combustível convencional. Antes de tudo, a discussão dos parâmetros de física de reatores como fator de multiplicação infinito, razão de conversão, fração de nêutrons atrasados e tempo de geração de nêutrons prontos, com suas respectivas metodologias. Só então demonstrou o coeficiente de temperatura do combustível e o coeficiente de temperatura do moderador. Uma análise para obtenção do EC homogêneo com diferentes combustíveis um fértil e outro físsil ambos misturados em água.

Concluída a análise do reator homogêneo conseguimos determinar a proporção de volume de fértil adequada. Seguiu-se para definição da configuração do elemento combustível (U, Th)O₂. Por fim, realizou-se a conclusão e a avaliação da remoção de calor e análise de segurança termo hidráulica no elemento proposto, pelas propriedades como pressão, entalpia, título, DNB e as máximas temperaturas encontradas nas regiões da vareta como revestimento, combustível, interstício e moderador, com a finalidade de comparar os efeitos termo hidráulica no EC padrão com o elemento proposto.

No capítulo 4 veiculam-se os resultados da validação do NuScale, os resultados do estudo do reator homogêneo com a seleção da melhor configuração para o elemento combustível. Além do que, estabeleceu um estudo da razão passo diâmetro das regiões fértil e físsil. O objetivo era obter a melhor razão volume do moderador sobre o combustível.

Considerou a comparação do modelo do EC heterogêneo comparado ao combustível padrão homogêneo do NuScale. Além disso, neste capítulo constará a comparação da produção dos principais actínídeos como ²³³U e ²³⁹Pu em ambos os casos. Comparação dos essenciais parâmetros neutrônicos das variáveis de física de reatores e análise de segurança pelo programa MATLAB. O capítulo 5, possui os apontamentos das características do elemento proposto com a conclusão final e as perspectivas sugestões para trabalhos futuros. O estudo é antecede a análise de um reator nuclear completo e suas principais observações.

1.3 Justificativa

Os principais problemas que a indústria nuclear possui para se solucionar, como longo período de planejamento e construção, custo elevado da operação das plantas,

risco de proliferação de armas nucleares devido aos produtos serem ricos em ^{239}Pu . A proposta deste trabalho, visa solucionar os problemas citados. Principalmente mitigar o risco de proliferação de armas nucleares, melhorar o gerenciamento de resíduos e reduzir os custos de armazenamento de rejeito. Os custos da operação das plantas com combustível de óxidos de (U, Th), e, produz menor quantidade de resíduos. Além disso os resíduos fruto do combustível da mistura de óxidos de urânio e tório produzem menor quantidade de actinídeos, e inviabilizam o emprego em armas nucleares devido as características do do próprio combustível. O PRM são reatores até 300MW de potência e chegam possuir uma economia em produção de escala comparado as plantas convencionais devido a característica modular até 37% nos custos diretos [15].

A geração de energia produz resíduos, todo o meio ambiente e vida deve ser resguardados destes. A indústria nuclear, para gerar energia, produz rejeitos radioativos. Apesar da radioatividade dos rejeitos decair com tempo, estes precisam ser armazenados por milhares de anos. Assim, são necessários depósitos de armazenamento adequados para o descarte destes resíduos. Descartaram-se cerca 400 mil toneladas de rejeitos radioativos pelo mundo, conforme [34]. Apesar do volume, apenas 3,3% possui um risco elevado ou intermediário de radioatividade, denominados resíduos alto nível Rejeitos radioativos de alto nível (HLW) e os resíduos de nível intermediário Rejeitos radioativos de nível intermediário (ILW) condizente com [35][34]. Além destes resíduos, os isótopos de meia vida ^{99}Tc ; ^{126}Sn ; ^{79}Se ; ^{79}Zr ; ^{135}Cs ; ^{135}Pd e ^{129}I produzidos na fissão nuclear possuem meia vida longa. A maioria dos actinídeos dos rejeitos possuem risco médio ou risco alto de rádio-toxicidade, sem dúvidas o mais perigoso é o ^{239}Pu devido à alta toxicidade.

De modo a solucionar o problema do resíduo radioativo, devemos compreender o ciclo do combustível de urânio. Ele é um processo do qual descreve as diversas atividades até produção de eletricidade. Esse processo divide-se em diversas etapas como mineração, beneficiamento, conversão do urânio, enriquecimento, fabricação do combustível [13]. O ciclo do combustível nuclear subdivide-se em duas classes principais: ciclo aberto e o fechado, onde a principal diferença do fechado para o aberto é ao do final da queima. No caso do ciclo fechado, os rejeitos radioativos são destinados à planta de reprocessamento, para posterior fabricação de misturas de óxidos e reutilização. No aberto, isto não ocorre, eles são apenas armazenados para uso futuro, em depósitos geológicos até atingirem níveis de radio toxicidade seguros, levando alguns milhares de anos.

Atualmente, alguns reatores comerciais quando utilizam combustíveis em ciclo aberto. Descartam ou armazenam, o resultado da queima do combustível em repositórios. O ciclo aberto de tório possui maior queima, porém não é sustentável, conforme figura 1.3. O ciclo fechado de Tório após a queima, os rejeitos passam por um processo denominado THOREX [36], ou reenviados a plantas nucleares que utilizam uma mistura de $(Pu, Th)O_2$. Neste processo há uma economia de combustível cerca de (30%) à (40%). A figura 1.3, exemplifica o ciclo aberto de tório e figura 1.4, o ciclo fechado [3]. O ciclo tório pode oferecer uma boa solução à questão dos rejeitos radiativos, pois reduziria a quantidade de descarte. O emprego do uso de Tório em reatores nucleares reduz os rejeitos e poderá auxiliar na aceitação pública, visto que geram cerca de, um terço da quantidade total de rejeitos e inviabilizam o uso para armas nucleares.

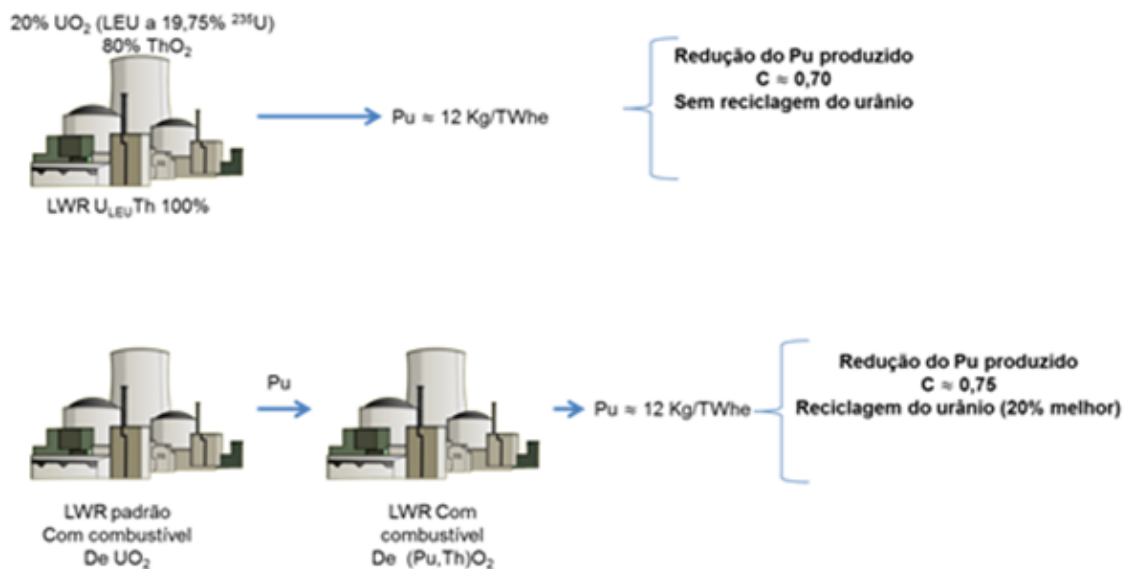


Figura 1.3: Ciclo aberto de tório.[3]

A partir da tabela periódica, verificamos que o Tório é muito parecido com Urânio. Em ambos os casos, os actinídeos sofrem decaimento e geram elementos mais estáveis. Aliás, o Tório possui propriedades neutrônicas melhores. O tório na forma de dióxido de tório possui maior ponto de fusão ThO_2 3 390 °C contra 2 865 °C do UO_2 . Ele tem menor condutividade térmica e expansão térmica, se comparado ao dióxido de urânio. O dióxido de Tório é inerte, e, não oxida ao contrário do dióxido de urânio. O dióxido de tório, é mais estável possui maior resistência a radiação comparado ao dióxido de urânio. A fonte mais comum do ThO_2 é na forma de mineral de fosfato, 22 % (monazita), e, 14 % (ítrio). Apesar de o tório e urânio serem elementos duas vezes mais pesados que os isótonos mais

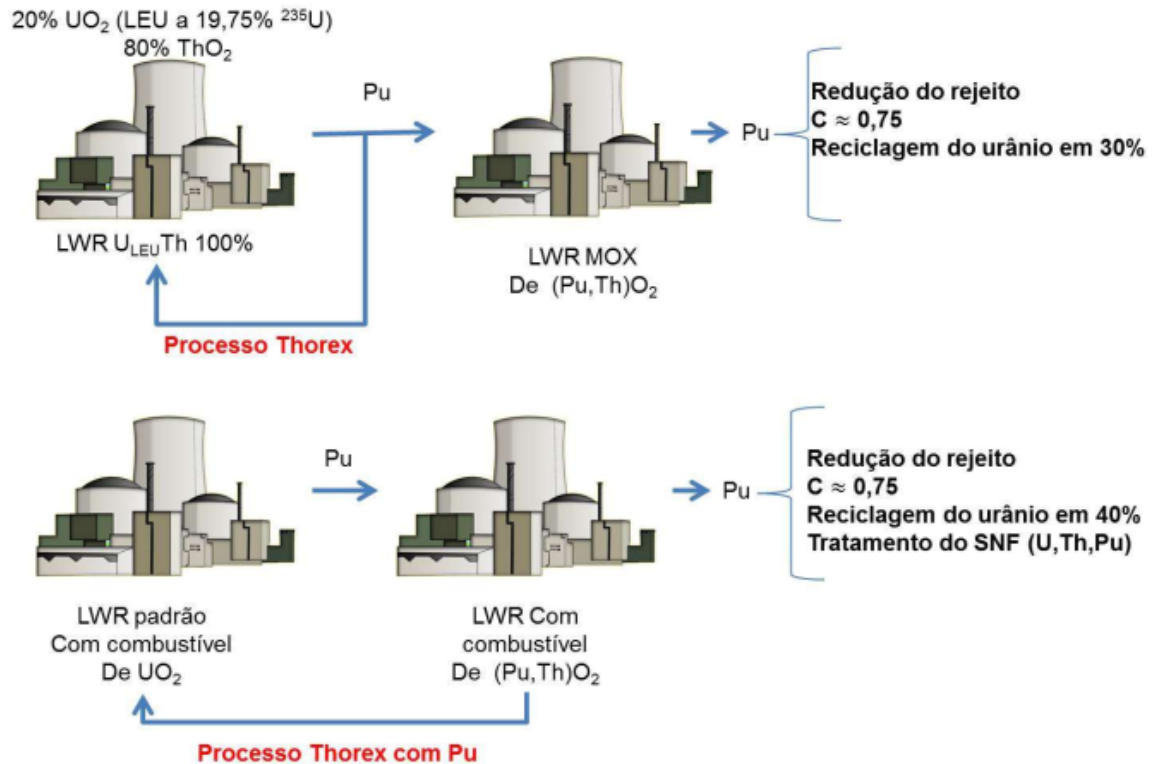


Figura 1.4: Ciclo fechado de tório.[3]

estáveis, logo são materiais decorrentes da fissão nuclear. O urânio natural contém 0,7% ²³⁵U físsil e 99,3% ²³⁸U fértil, ao contrário o isótopo ²³²Th é exclusivamente fértil.

O tório é muito mais abundante e processo de extração menos oneroso comparado ao urânio. De acordo com [4] e [5] há 6,2 milhões, toneladas de Tório no mundo. A Índia possui o maior acumulo de tório cerca de 13,6%, Brasil 10,2%, EUA 9,6%, Austrália 9,6%, Egito 6,1%, Turquia 6,0%, Venezuela 4,8%, os demais países abaixo de 3,0%. A distribuição das reservas globais em porcentagem, pode ser verificada no gráfico 1.5. Portanto, para países como Brasil e Índia há um enorme potencial no uso do combustível nuclear de tório, do ponto de vista energético. O que gera uma enorme capacidade de produção e mineração para a fins energéticos. Estima-se que as reservas de urânio tenham de 70 a 80 anos de vida útil para a quantidade atual de reatores nucleares, com o emprego do tório esse tempo se estenderia em no mínimo 705 anos.[22].

No Brasil, conforme mostrou [37] há 1,2 milhões de toneladas de Tório, boa parte concentrada no estado de Minas Gerais. Houveram iniciativas de Pesquisa e

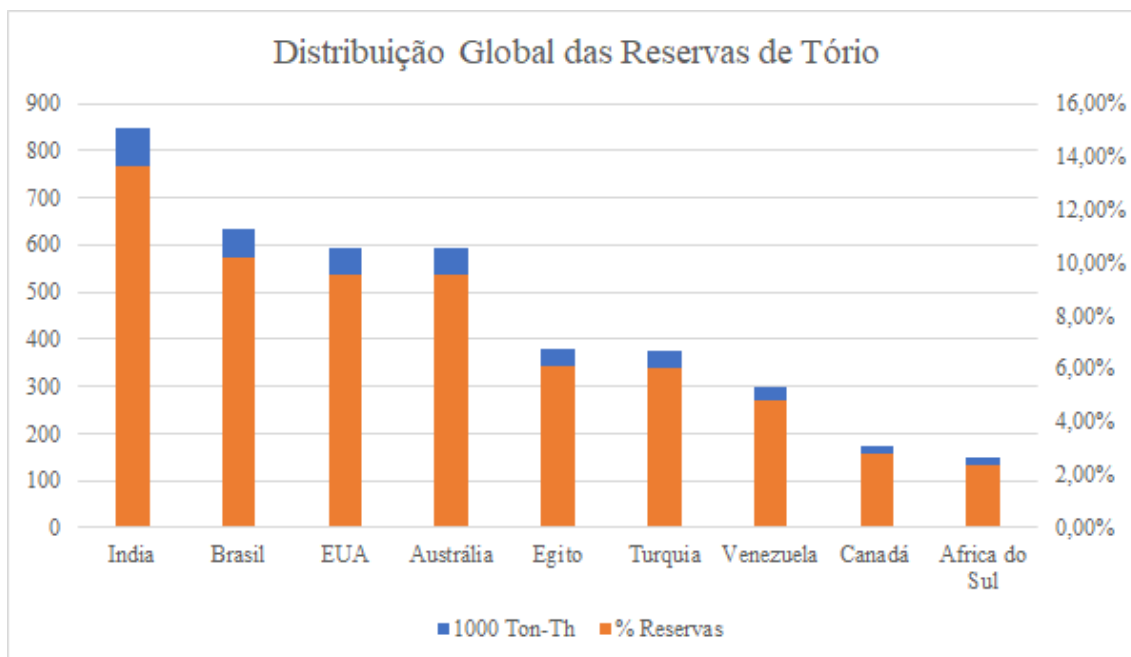


Figura 1.5: Distribuição global das reservas de tório [4].[5]

Desenvolvimento, como o Projeto TORUNA, em cooperação com a França. O reator de água pesada pressurizada foi à escolha para o projeto em 1970. Os projetos foram descontinuados devido à decisão estratégica de aquisição PWR do ciclo de urânio. Devido ao fato do ciclo de urânio/plutônio, estar em pleno desenvolvimento, com implementação de reciclagem parcial em alguns países, principalmente na França.[38]

De outro modo, o último levantamento dos custos totais para a fabricação do combustível de urânio, conforme se observa, na tabela 1.1. Destaca-se o crescimento dos custos totais de fabricação do combustível nuclear [12]. Os custos de fabricação de uma mistura de dióxido de tório e urânio, reduziriam o custo total de fabricação do combustível nuclear. Porque o maior custo está nas partes do processo de extração e enriquecimento e representam 75% do custo total, como o tório possui menor custo de extração e fabricação.

Processo	Quantidade	Preço	Custo[\$]	Proporção
Extração	8,9 kg U_3O_8	\$94,6/kg	842	51%
Conversão	7,5 kg.U	\$16	120	7%
Enriquecimento	7,3 SWU	\$55	401	24%
Fabricação	por kg	-	\$300	18%
Total	24,7kg	\$165	\$1663	100%

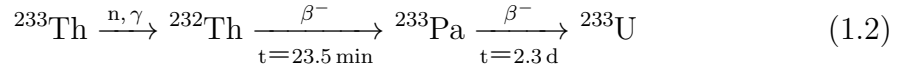
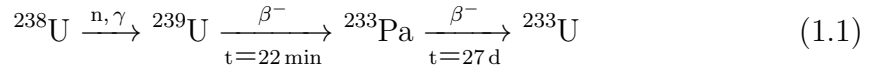
Tabela 1.1: Os custos totais para fabricação de 1kg urânio como combustível UO_2 (a partir de setembro de 2021).[12][13]

O ^{232}Th é um material mais fértil quando comparado ao ^{238}U em reatores térmicos. Na tabela 1.2, verificamos as seções de choque microscópicas de fissão (σ_f) e captura (σ_c) dos isótopos. O ^{238}U pode absorver 3 vezes mais nêutrons térmicos, devido à seção de choque de captura ser 3 vezes maior que a do ^{232}Th . O tório quando irradiado por nêutrons térmicos, produz ^{233}U por captura de nêutrons, de baixa seção de choque para 0.0253eV. A seção de choque de captura do ^{233}U é metade do ^{235}U , e, cerca de 6 vezes menor que do ^{239}Pu . A seção de choque de fissão do ^{233}U é similar ao do ^{235}U . O número de nêutrons emitidos (ν) por fissão do ^{233}U é levemente maior que o padrão nuclear ^{235}U . A razão de captura por fissão (α) do ^{233}U é menor que ^{235}U , isto implica em menor probabilidade de captura dos nêutrons. Mais, a taxa de produção do ^{233}U (η) é levemente superior ao do ^{239}Pu e maior que ^{235}U . Assim será possível manter a população de nêutrons por mais tempo no núcleo, então espera-se o melhor desempenho do combustível de ThO_2 ou $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$, comparado ao UO_2 ou mistura a $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$.

Isótopos	^{235}U	^{239}Pu	^{238}U	^{232}Th	^{233}U
Espectro	Térmico	Térmico	Térmico	Térmico	Térmico
σ_f	585 b	747 b	16,80 μb	53,71 μb	531 b
σ_c	98,7 b	271,5 b	2,683 b	7,338 b	45,26 b
α	0,17	0,36	1,597e6	1,336e6	0,08526
ν	2,42	2,87	2,28	1,85	2,47
η	2,05	2,33	1,13	1,76	2,36

Tabela 1.2: Parâmetros neutrônicos dos isótopos à 0.0253eV JENDL-4.0 a 300 °K .[14]

Comparativamente na equação 1.1, há a transformação dos isótopos ^{232}Th e ^{238}U , por fim em ^{233}U . O tório possui menor período de meia-vida de decaimento 22 min comparado ao ^{238}U , mas até a primeira transformação do ^{233}Pa , na etapa seguinte isso não ocorre. Geralmente a equação 1.2 demonstra a transformação do isótopo de ^{232}Th têm um maior período de meia-vida total 23,5 min, comparado ao ^{238}U , portanto leva mais tempo para gerar ^{233}U . Conseqüentemente maior período implica, em mais tempo para formar os produtos de fissão dos combustíveis e a queima ocorre mais lentamente. Devido ao fato do ciclo de ^{232}Th , haver uma presença maior do ^{233}U e gerar menor quantidade actínídeos de longa vida. Portanto, deve-se inferir que mitigará a toxicidade e os problemas de decaimento de calor. A resistência intrínseca de não proliferação de armas nucleares provém da maior presença de ^{232}U . Ele possui uma meia vida de 76 anos e maior instabilidade para criar armas nucleares de Urânio altamente enriquecido (HEU).



Segundo [39] viveremos uma renascença da indústria nuclear impulsionada pelos Pequenos Reactores Modulares. Devido ao contínuo crescimento da demanda de energia, a diminuição da geração de energia promovida pela retirada dos combustíveis fósseis devido ao crescimento da preocupação com os impactos ambientais. As plantas termonucleares em operação presentes no mercado, são reatores de água leve do tipo água pressurizada. Os reatores comerciais operam em ciclos sem reciclagem com enriquecimento de (3%) à (5%) de urânio.

As plantas nucleares possuem sistemas robustos e necessitam de elevada quantia de capital, para construção. No entanto, conforme [25] até 2030, 140 dessas plantas nucleares encontrar-se-ão em fase de descomissionamento. Portanto prejudicará ainda mais matriz energética global, visto que a fonte nuclear fornece um décimo da energia consumida. O PRM são imprescindíveis para matriz energética sustentável, devido à necessidade de menor investimento inicial, e, gerar maior retorno a medida em que é construída. O desenvolvimento dos PRM ainda no século XX, classificam-se em PWR padrão e naval, e Reator de água fervente (BWR), conforme [16]. Os pequenos reatores modulares de água leve possuem potência média de 10MW até 300MW. O conceito de modular refere-se a um elemento de suprimento nuclear de vapor, onde se acoplam diversos módulos. Os PRM do ponto de vista energético de [40] poderão ser empregados, em diversas aplicações como dessalinização de água, indústria aeroespacial, geração de energia elétrica. O principal motivo da escolha do PRM NuScale é o financeiro além de ser o principal projeto em fase final de licenciamento.

O projeto possui previsão final de lançamento comercial em 2027 [7]. Conforme demonstrado por [15] em um estudo de comparação do reator convencional com o PRM, onde o alto reflexo da modularidade se traduz em uma poupança financeira, mediante tabela 1.3. O resultado representa uma economia de geral de projeto,

fruto da simplificação, no total de 60% mais acessível, uma redução geral dos custos diretos 37% e dos indiretos 80%. Contudo, o projeto apresenta maiores custos nas turbinas de 89% e nos equipamentos de 64%.

Descrição	NuScale [bi \$]	PWR-12 [bi \$]	% Diferença.
Custos Diretos	1,8056	2,8685	37%
Estruturas e melhorias	0,6121	1,1884	-48%
Planta do reator	0,8693	0,51616	-65%
Turbina	1.9126	0,5162	+89%
Equipamentos Elétricos	0,0349	0,3091	-89%
Sistema de Rejeição de Calor	0,0629	0,1318	-52%
Equipamentos Diversos	0,0301	0,0183	+64%
Custos indiretos	0,6637	3,3750	-80%
Projeto e serviços administrativos	0,1310	1,2047	-89%
Gerenciamento de construção	0,0609	0,0824	-26%
Supervisão de construção	0,2469	0,9709	-75%
Total	2,4695	6,4235	-61%

Tabela 1.3: Comparação dos custos do NuScale x PWR-12.(em bilhões \$).[15][16]

Similarmente, [41] o NuScale apresenta o melhor nível de risco associado, isto é, apresenta maior valor presente líquido dividido pela dívida líquida. A expressão demonstra haver melhor relação do risco/retorno aos investidores. Portanto, mais favorável financeiramente, por ser menor e possuir um sistema mais simples. Além de possuir melhor prêmio de risco, perante a reatores convencionais. Apesar de [42] discordar da viabilidade econômica, e, afirmar que os custos são subestimados. Porque demonstram ser otimistas se comparados com a realidade de construção das iniciativas. Há uma enorme dificuldade na execução dos projetos e nas demandas de segurança nuclear. Além do mais, a questão regulatória prejudica e atrasa a concepção dos novos projetos, encarece o custo final de construção. No entanto, como [43] mostra como uma excelente tecnologia a ser implantada em áreas, onde a infraestrutura para suportar grandes usinas é insuficiente. Bem como a capacidade de integração com energia fontes renováveis e fornecer uma gama de aplicações de cogeração não elétrica e processos híbridos.

Capítulo 2

Revisão Bibliográfica

Os pequenos reatores modulares produzem energia com baixa emissão de carbono e eletricidade estável e competitividade de custo é um dos elementos para a solução do aquecimento global para países emergentes e nações em desenvolvimento. O futuro da energia nuclear se encontra na demanda de energia. Conforme descreve [6] as áreas de avanço da energia nuclear, onde na IV Geração possuem os seguintes objetivos como: sustentabilidade, segurança e confiabilidade, competitividade econômica e resistência a proliferação de rejeitos nucleares. A indústria nuclear está em constante evolução desde o seu surgimento durante a segunda Guerra Mundial. Os reatores da I Geração são projetos iniciais de reatores de potência, desenvolvido em 1950 construídos na década de 1960. Posteriormente, com a experiência adquirida nos primeiros protótipos foram desenvolvidos os reatores de II Geração.

Os projetos de II Geração representam 90% das plantas comerciais existentes em atividade até os anos 2000 e muitas delas estão em fase de descomissionamento. Os reatores de água leve de III Geração, com diversos aprimoramentos em projetos. As plantas nucleares de +III Geração, incorporam aperfeiçoamentos evolutivos aos reatores de III Geração, e já possuem unidades em operação em todo o mundo. Como o caso do reator no sítio de Lufeng na China, reator do tipo High Temperature Gas-Cooled Reactor-Pebble-bed Module (HTR-PM) [44], também o PRM na Rússia em uma planta flutuante operação KLT-40S[45] e até novas propostas de micro reatores. Os reatores de IV Geração são uma promessa de projetos revolucionários com um maior aproveitamento de recursos naturais, maior segurança passiva e menor custo inicial. A especulação dos reatores IV Geração estava previsto para 2030, conforme a figura 2.1 [6], mas com aparecimento dos PRM, estima-se o adiamento deste prazo.

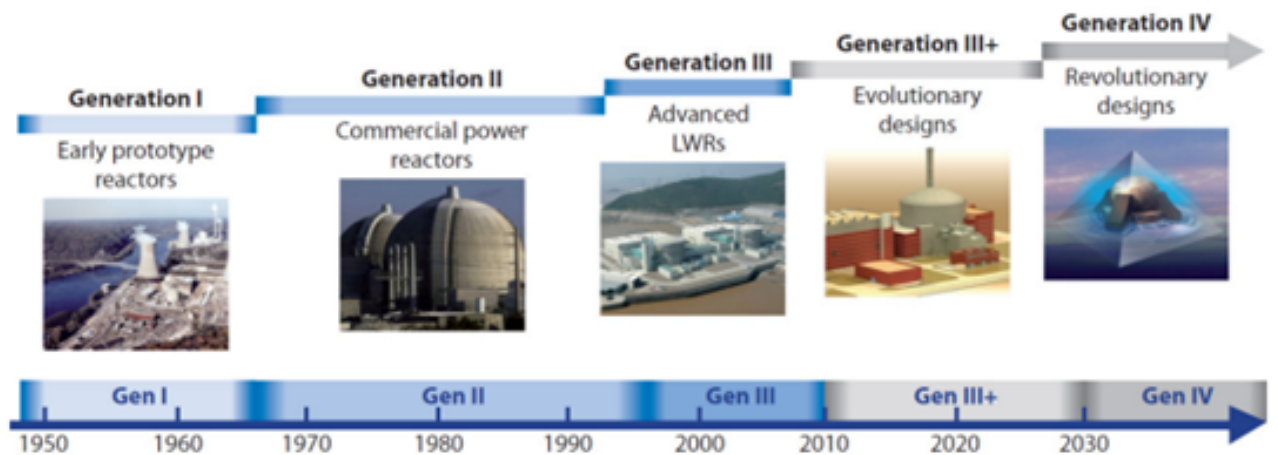


Figura 2.1: Os diferentes reatores de potência com período correspondente das gerações.[6]

Os reatores de Geração III+ tem apresentado atrasos de construção devido a problemas de licenciamento. Podemos citar o caso de Olkiluoto 3, na Finlândia, cuja estimativa inicial de custo era de €3 bilhões, com a construção iniciada em 2005 e previsão para conclusão de 2010, que acabou, custando €11 bilhões [46] e teve sua primeira potência máxima atingida em setembro de 2022, com previsão de operação regular para dezembro de 2022. O caso da Finlândia não é exceção e tem se repetido em todo o mundo, como nos EUA onde a Westinghouse pediu concordata após os Vogtle 3 e 4 terem seu custo aumentados para \$30 bilhões [47], por problemas de regulamentação com a Comissão Nuclear Regulatória (NRC). Na França, o Flamanville 3, cuja operação comercial era esperada para 2013 e custo inicial de €3 bilhões, teve sua operação comercial adiada para a metade de 2023 e o custo aumentado para €12,7 bilhões [48].

Os problemas de licenciamento, atrasos no cronograma e aumento dos custos levaram ao desenvolvimento dos PRM como resposta aos problemas de competitividade econômica da energia nuclear com outras fontes, com relação a custos e tempo de construção [49],[50],[51]. O custo do PRM é da ordem de \$1,5 bilhões [50] [52]. Nos EUA o PRM com o projeto mais adiantado é o NuScale, já com licenciamento bastante adiantado com a NRC e com sua primeira unidade estará operacional prevista para meados de 2029, com os módulos restantes entrando em operação para operação completa da planta até 2030 [53] [54].

Os Pequenos Reactores Modulares estão presentes na sociedade desde o século XX, geram 10MW a 300MW e possuem diversas aplicações além da geração de

energia. Onde empregam o conceito de modularidade, uma unidade que acoplam em uma planta de geração de potência ou aquecimento. Nesse contexto, os PRMs, iniciaram sua operação em 1958-1962 projetados com 60MW até 210MW aplicou em plantas estacionárias, como em ShipingPort [55]. Em 1968-1980 alterou o projeto para ser aplicado na propulsão de navios de superfície e em submarinos para uso militar e comercial [16],[39] e [56].

Os PRM possuem diversas aplicações como o aquecimento de regiões residenciais na Finlândia [57] e até mesmo levar energia elétrica em regiões inóspitas, em plantas nucleares flutuantes [58] [54]. Além disso, os sistemas de remoção de calor passivo os tornam mais seguros. Outras qualidades como: Menor tempo de construção, simplificação de projeto, capacidade de modularidade, facilidade de transporte, redução das zonas de segurança, escalabilidade e integração no sistema primário.

Os principais projetos de acordo com [7] são Reator a gas de alta temperatura (HTGR), PWR, Reator de Sal Fundido (MSR) e BWR constituem quase 80% dos projetos. A maior quantidade de iniciativas concentra-se nos Estados Unidos 18, Rússia 5, China 8 e contabilizam um total de 31 projetos. Desse total, cerca de 37% são projetos tipo PWR, 17 plantas terrestres e 6 plantas flutuantes, o mesmo tipo da pesquisa. A razão deste tipo deve-se a categoria, mais amplamente difundida pela indústria nuclear e com maior experiência técnica no mercado. A maioria dos projetos está em fase de desenvolvimento ou na fase de licenciamento. Eles se classificam-se de acordo, 2.2 e mais recentemente projetos de micro-reatores. Atualmente, têm-se um total de 61 projetos a maioria na fase conceitual, apenas 1 em operação na Rússia (KLT-40S). Objetivo desta obra se concentrará no projeto de reator de água pressurizada integral Reator Integral de Água Pressurizada (IPWR) da empresa NuScale [18] e [16].

O conceito de IPWR consiste em um núcleo atual, onde os componentes do circuito primário, se encontram no vaso de pressão do e também o gerador de vapor. Assim eliminam os acessórios de tubulações do circuito primário, com o intuito de aumentar a confiabilidade e segurança, em um conjunto único que integram os demais por um sistema de remoção de calor passiva. A perspectiva de projeto há uma compactação do núcleo do reator. Comparado reatores de convencionais, tanto em número de conjuntos de combustível e, em alguns casos, a altura, diâmetro, ou largura, dos elementos combustíveis são diferentes.

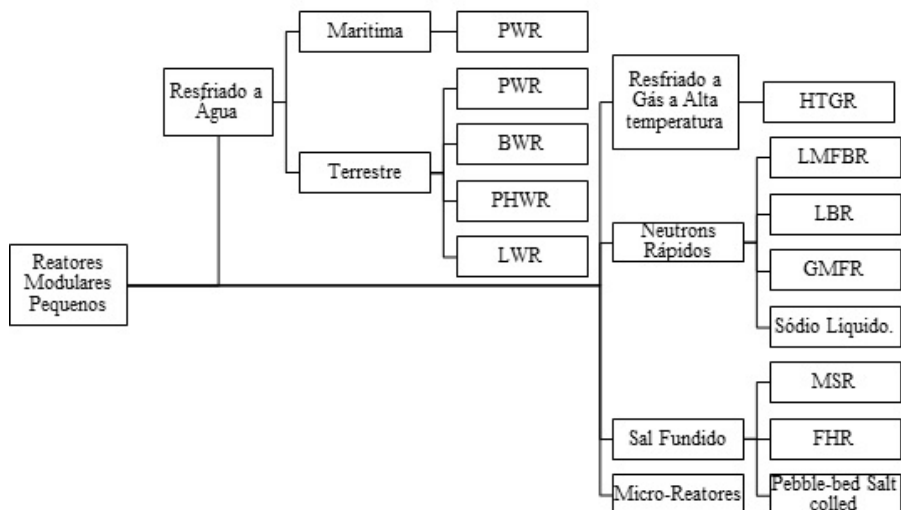


Figura 2.2: Classificação dos reatores modulares pequenos.[7]

O PRM NuScale [59] e [18] é classificado como de baixa densidade de potência e quantidade de calor, em particular reduzem as temperaturas do combustível do revestimento, durante as operações em caso de acidentes. Permite uma maior eficiência relativa para as barras de controle durante operações normais. Portanto, possui maior capacidade de tolerar maior pico de potência. O tamanho do núcleo também é menor resulta em mais vazamento de nêutrons radial e axial, como resultado existe uma variação significativa na composição da potência do núcleo. A partir do centro, onde há mais combustível, portanto maior potência fora do núcleo e maior fluxo de nêutrons.

Na sua obra [60] aponta algumas características que diferenciam o NuScale, de reatores convencionais. Constitui uma piscina, com vaso do reator e outro vaso concêntrico, onde o núcleo fica ao fundo do vaso. Na parte superior o gerador de vapor possui vários tubos helicoidais concêntricos, acima do núcleo. Esse possui um conjunto de "pernas quentes" indo à parte superior do pressurizador. A saída alimenta um ciclo Rankine de aquecimento fora da piscina na figura 2.3.

A configuração principal do núcleo consiste em 37 elementos combustíveis e 24 barras de controle. O reator PWR possui configuração 17 (E 17 padrão, com 24 tubos guias, das barras de controle e um tubo de instrumento central. O elemento combustível é apoiado por cinco grades espaçadoras. O UO_2 com Gd_2O_3 com veneno queimável homogêneo misturado para locais selecionados na haste. O enriquecimento ^{235}U até o limite de 4,95%. O conjunto é nominalmente metade da altura de uma

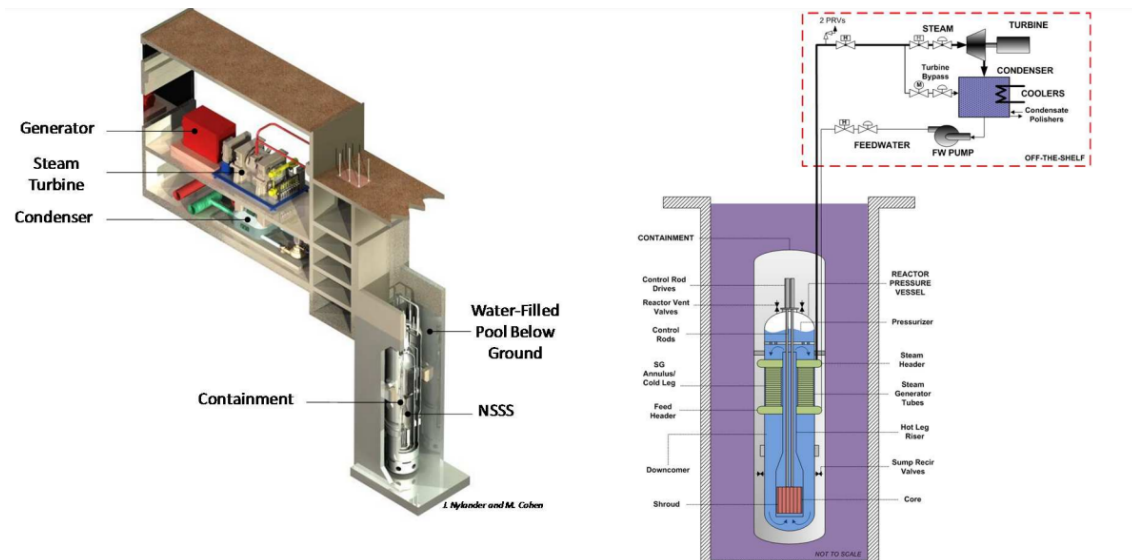


Figura 2.3: Desenho esquemático da Planta do PRM-NuScale.[8]

planta PWR de segunda geração.

O núcleo tem dois cascos concêntricos, uma abriga o núcleo, e outro o SRCP. Dois condensadores helicoidais de extensão de 22m. Gerador de vapor possui um trocador de calor com 1000 tubos. O ciclo de potência é superaquecimento a turbina opera à 3600RPM. A potência do reator 160MW térmico, e, pressurizado a 12,8MPa e a temperatura de saída é de 573°K a produção é mássica do circuito primário 590kg/s e o período de reabastecimento é cerca de 30 meses. O núcleo fornece resfriamento do reator, lateralmente no vaso secundário para acidentes de base de projeto, como Acidente de Perda de Refrigerante (LOCA). Quando há falta água de alimentação no vaso do gerador de vapor. O sistema consegue fazer a refrigeração por convecção natural, em duas fases, a primeira o circuito fechado entra em operação. Cada conjunto consegue remover 100% do calor e resfriar o sistema primário em uma fase inicial. Na segunda fase durante as operações normais, os condensadores mantêm o estoque de água suficiente para uma operação estável. Dois equipamentos de remoção de calor estão inclusos por módulo.

A avaliação da distribuição fluxo de nêutrons no núcleo do reator necessita alta capacidade computacional para a solução direta da equação de transporte. O Serpent é um código de cálculo de física de reatores tridimensional que usa o MMC desenvolvida pela VTT Centro de pesquisa técnico da Finlândia[61] [62]. Desde 2004 é amplamente difundido, já está presente em mais de 100 universidades no mundo. O código apresenta menor erro se comparado a outros disponíveis como Monte Carlo N-Particle Transport (MNCP).

A produção de energia pela indústria nuclear gera resíduos tóxicos que devem ser salvaguardados dos seres vivos e meio ambiente. Um dos principais desafios da indústria nuclear é aumentar eficiência de consumo do combustível, ou seja, realizar melhor aproveitamento energético. Conseqüentemente o aproveitamento representaria uma redução dos depósitos de resíduos e redução do reprocessamento, gerado pela queima do combustível de nuclear.

O Conceito de Radkowsky Clássico (CRC) oferece uma solução para o problema dos resíduos radioativos com utilização de Tório em reatores de água leve em 1950. Nas décadas de 60 e 70, [63] desenvolveram grande interesse no ciclo do combustível de tório, como suplemento às reservas de urânio. Uma enorme quantidade de trabalhos resultaram em protótipos reatores de alta temperatura. A ideia principal consiste no uso do elemento combustível Seed-Blanket-Unit (SBU) de materiais (U, Th) no reator cujo os produtos de fissão são resistentes a conceito de proliferação de armas nucleares.

Os trabalhos de [28], [30], [26], [27] e [29] remeteu uma composição de materiais distintos, subcrítico e supercrítico no núcleo. O material físsil é denominado seed, e material fértil chamada blanket. O tório é separado da região de urânio, estando no invólucro do urânio. O objetivo da região de blanket, é obter a máxima eficiência na geração do ^{233}U , enquanto o seed é suprir nêutrons para a região fértil. A proposta era utilizar um reator de composição de (U, Th) O_2 em um projeto de reator russo de 1000MWe VVERT, onde a região de seed era móvel, no eixo vertical e blanket era estacionário. O reator possuía geometria hexagonal. A região de seed (físsil) possuía 20w/o (U, Th) e no blanket (fértil) o percentual de tório é (0.10 UO_2 + 0.9 ThO_2). Resultado da proposta teve uma redução na queima de combustível equivalente a 50% de Pu e reduziu o devido ao potencial gasto no consumo de combustível. O ^{239}Pu foi cerca de 20% menor que o PWR convencional, além disso a composição isotópica do plutônio principalmente em ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu produzido foi substancialmente mais pobre em níveis de enriquecimento.

A avaliação de referência no ciclo do combustível do CRC foi menor que o padrão de UO_2 , mas a diferença foi pequena em relação aos custos. O área fértil foi selecionada com base no acúmulo de ^{233}U e na obtenção de fissão eficiente e resultou em um célula do elemento combustível semelhante ao convencional (V_m/V_f) = 1.9–2.0. A região físsil têm um valor de (V_m/V_f) = 3.1 – 3.2 o valor foi relativamente mais alto e produz absorção de nêutrons epitérmicos em ^{238}U e conseqüentemente, reduzir o acúmulo de isotopos de plutônio. A principal vantagem do ciclo do tório

está associado ao relativamente alta taxa de produção de nêutrons por absorvido do ^{233}U . No longo prazo tende a manter o conteúdo físsil relativamente mais alto no tório combustível. Isso não infere que a massa crítica seja relativamente mais baixa e, de fato, a seção transversal de absorção do ^{233}U é menor do que a do ^{235}U , de modo que o ^{233}U seja menor que o ^{235}U .

Outrossim, [64], [65], [66], [67] e [9] demonstraram que o conceito de tório poderia se utilizar em qualquer categoria de reator existente, alta compatibilidade com a maioria das plantas nucleares de água leve. O máximo de enriquecimento de combustível se mantém 20%U, preservando os parâmetros de segurança operacional. A análise do problema da região de seed (U, Zr) apresentou maior densidade de potência relativa uma escolha da melhor geometria da região de seed/blanket. A consequência foi um reator heterogêneo melhor economicamente do que o homogêneo. Enquanto a queima de combustível muito alta e não identificou problemas de segurança. Essas iniciativas foram interrompidas por vários motivos, exceto na Índia, que continuou com suas atividades de tório. Recentemente, no entanto, novas considerações reviveram o interesse pelo uso do tório como combustível nuclear.

Ainda propuseram um ciclo de combustível com conceito do reator heterogêneo, a partir do reator PWR, Westinghouse. A configuração do núcleo possuía uma unidade SBU, onde a troca da região de blanket era feita a cada 6 anos, e, o seed de 13, vezes no ano. Provou ser possível manter a criticalidade com alta potência, ainda a partir da segunda recarga da região de seed. O conceito provou ter melhor desempenho, do que um combustível com a mistura de (U, Pu). Além de haver uma redução significativa da rádio toxicidade no longo prazo.

O melhor desempenho do combustível de (U, Th) explica-se pela razão de conversão (CR) que o núcleo obteve, ou seja, é a habilidade do reator em converter isótopos férteis em físsis. O núcleo com ^{232}Th devido às propriedades neutrônicas do isótopo melhores que são do ^{238}U . O reator heterogêneo o ciclo CRC produziu um aumento na densidade de potência de cerca 40% em comparação com um ciclo PWR padrão. O ciclo de (U, Th) há incentivos econômicos para o reprocessamento gasto o combustível é reduzido. Além do mais, a composição isotópica contido no combustível gasto tornaria o uso do Pu em armas muito mais difícil e complicado devido a baixa concentração de plutônio e alta concentração do ^{236}U . Certamente, qualquer arma nuclear fabricada a partir do plutônio originado, não seria confiável.

Segundo [68] apresentou que reatores de alta razão de conversão apresentam uma faixa de $0.6 < (CR) < 0.8$. Reatores PWR de alta queima apresentam razão de conversão 0.60 para reatores PWR, e o máximo cr , razão de conversão, 0.80 para reatores de água pressurizados de pesada Reator pressurizado de água pesada (PHWR). Geralmente para altas taxas de conversão maior ou igual a um, o reator é denominado reator breeder, quanto maior o valor corresponde a uma estratégia de energia nuclear sustentável com mitigação dos repositórios com estabilização, Rejeitos de transurânicos (TRU), contido no ciclo do combustível.

Em consoante com [9] é possível incluir o Tório de duas formas no reator heterogêneo macro heterogênea e micro heterogênea. Essa compreende em um nível mais interno na vareta combustível, no entanto, a macro heterogênea e a configuração delas no elemento combustível mais global. A primeira denominada micro heterogênea, onde a figura 2.4, representa 3 formas diferentes de incluir o ThO_2 no combustível. A primeira forma seria a disposição axialmente heterogênea, isto é pastilhas de ThO_2 e UO_2 são posicionadas verticalmente e na vareta combustível. O objetivo principal de uniformizar a queima axial, e manter o fluxo de nêutrons com comportamento senoidal. A segunda denomina-se duplex, onde são inclusas duas pastilhas uma de ThO_2 e outra de UO_2 concentricamente na pastilha combustível. Essa composição aumentaria a conversão de material fértil em físsil e reduziria a geração de nêutrons em cada geração. Por fim a terceira em uma distribuição tabular, ou seja, cada vareta independente colocada horizontalmente.

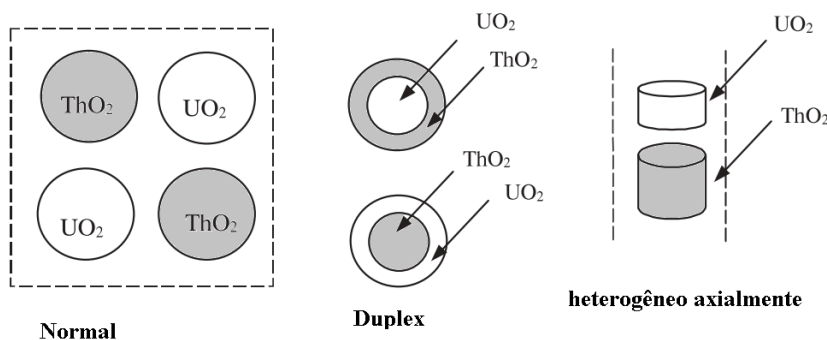


Figura 2.4: Tipos de configurações de uso do tório micro-heterogêneo.[9]

No nível macro heterogêneo como descrito por [9] reator denominado de SBU, emprega um elemento combustível heterogêneo, como visto na figura 2.5. Uma região físsil com uma razão enriquecimento de urânio 20 w/o região d seed, e outra fértil, denominada blanket com a seguinte proporção de 10% UO_2 e 90% ThO_2 . A área

de seed localizada mais ao centro e a outra mais externa blanket. O segundo conceito de reator homogêneo denominado Whole Assembly Seed Blanket (WASB) ou apenas elemento combustível homogêneo, onde cada agregado independente possui uma região com 10% UO_2 e 90% ThO_2 fértil e outra com fissil com enriquecimento de urânio 20 w/o.

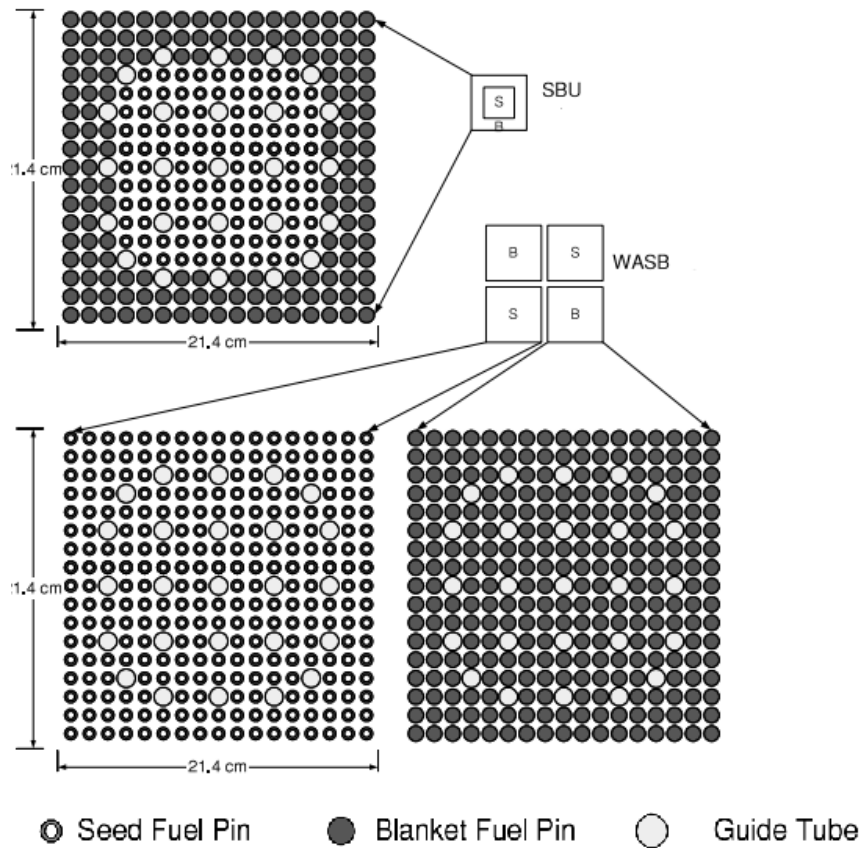


Figura 2.5: Configurações macro-heterogêneo para uso de tório SBU x WASB [9][10]

A figura 2.5 ilustra como é a composição de cada elemento combustível no núcleo do reator. Este EC possui a inclusão de pequenas quantidades de urânio nas hastes da seed leva a um ganho econômico e elimina a necessidade de controle de boro solúvel durante a operação. No entanto, o boro solúvel pode ser previsto para fins de desligamento emergenciais. Ou seja, assim será capaz de tornar a operação mais segura. No entanto [67], verificou uma produção de plutônio com o projeto SBU de 65% menor do que em um núcleo PWR convencional. A fração de peso de Pu^{239} também foi para o SBU contra uma redução de 17% no peso de Plutônio. A produção de isótopos de amerício e cúrio em ambos os projetos foi comparável e obteve-se um resultado significativamente menor.

Nesta obra apresentaremos um estudo no nível macroheterogêneo do conceito heterogêneo de combustível (U, Th). Os trabalhos [69], [37] e [32] demonstraram ser possível converter também para Pequenos Reactores Modulares para o emprego com Tório. A partir desses resultados concluiu ser viável converter o AP1000, para usar (U, Th) sem qualquer alteração na planta, apenas trocando as pastilhas de combustível. As vantagens foram redução de calor linear máximo, redução do boro solúvel concentração, e até mesmo a possibilidade de uma queima de descarga estendida. Visto que AP1000-Th consome mais urânio, notamos que conseguiu otimizar a produção de ^{233}U , esperarão que o conceito poderia ser usado como produtor de ^{233}U , portanto, o primeiro passo em um combustível ciclo fechado (U, Th). O resultado obtido completa a viabilidade de converter o AP-1000 para usar óxido misto de tório urânio, sem haver nenhuma alteração na estrutura do núcleo e nos sistemas de controle de reatividade, alterando apenas o material da pastilha.

Neste trabalho [32] uma avaliação neutrônica para converter com um reator avançado modular integrado ao sistema coreano (SMART) com urânio núcleo ao núcleo de óxido misto de tório e urânio, com o mínimo possível de alterações na geometria e parâmetros do PRM. Dois diferentes combustíveis homogêneos e heterogêneos foram avaliados que a configuração de (Th, U) O_2 . O modelo SBU apresenta melhor característica neutrônica. A configuração heterogênea e o seed possui as características como fator de multiplicação melhoram significativamente e decaem em uma menor taxa no período. Os resultados mostram que o conjunto combustível (U, Th) O_2 é o que dá maior comprimento de ciclo. Usa-se menor quantidade de veneno queimável e boro solúvel, para controle da reação. Como também consome quase a mesma quantidade de ^{235}U .

O objetivo do trabalho [33] converteu o núcleo do pequeno reator modular AP1000 para o ciclo de combustível (U, Th) O_2 . Enquanto o primeiro ciclo e atendeu os requisitos neutrônicos e térmicos. Todavia, foi realizado o mínimo de alterações possíveis na haste e no combustível. Descartou-se a hipótese de heterogeneidade do núcleo, diferente desse trabalho, além de não variar o passo (pitch) e verificar seus efeitos na parte fértil e físsil. A pesquisa demonstra retirar os critérios de enriquecimento de 20%, sem reciclagem do ^{239}Pu . Os resultados mostraram ser possível o aumentar o razão de conversão e o fator multiplicação para os primeiro, segundo, terceiro e quarto ciclos.

Em primeiro lugar, a pesquisa [70] utiliza uma modelagem de um reator uniforme homogêneo de uma mistura de materiais físsil ou fértil com água. Para obter

a configuração do elemento para aplicar o projeto do ciclo de (U, Th) pelo conceito CRC, para definir a melhor geometria. Ele se concentrou na estimativa dos parâmetros de segurança ao do núcleo do reator. Isso, exige o desenvolvimento de modelos numéricos e de alta resolução para determinar as características do sistema físsil com a alta precisão numérica. O conjunto conseguiu manter as características de segurança e confiabilidade do núcleo.

O trabalho de [71] mostrou haver um grande interesse no uso do Tório na alimentação comercial de reatores devido haver vários fatores benéficos. As reservas de tório são abundantes e existem muitas nações com depósitos de urânio limitados. As investigações provaram que (Th, U)O₂ alimentado em PWR deve estender os ciclos de queima em comparação com UO₂. Além disso, reatores que trabalham com combustível composto podem reduzir a proliferação de plutônio. Mostraram melhores resultados no quesito, de gerenciamento de resíduos radioativos e produtos de fissão de vida longa. Devido à difusão coeficientes exibidos, o combustível misto tem uma taxa gasosa de fissão reduzida quando comparado com UO₂. A maior condutividade térmica e um menor coeficiente de expansão térmica são características desejáveis de (Th, U)O₂.

Os produtos de fissão do ciclo fechado (U, Th) devem ser usados para compor um elemento combustível pelo processo THOREX [36], com isotopos de Plutônio. Assim oferecer maior economia de combustível, cerca de 60% do combustível com uma maior mistura de (Pu, Th)O₂. Conforme [72] elaborou um código de termo hidráulica relevante em reatores nucleares. Demonstrou versatilidade e garantiu a segurança em reatores PWR. Um fator inovador de permitir a utilização de diferentes proporções de Combustível misto de óxidos (MOX)(U, Th), no que acarreta ganhos no ensino de engenharia nuclear.

O estudo [73] comparativo entre UO₂ e outro, a base de tório (Th, U)O₂, no MCNPX versão 2.7. Três categorias de combustíveis para PWR. Neste estudo, dois deles são à base de tório e o último é UO₂, cada um deles representa um cenário de ciclo de combustível separado. A substituição de ²³⁸U por ²³²Th, diminui o valor do fator de multiplicação, quando ²³⁵U é usado como material físsil. É necessário um enriquecimento maior de Urânio para sustentar a reação.

A geometria otimizada por [65] mostrou uma viabilidade de combustível (U, Zr) em reator de tório de queima única para alta conversão. Neste estudo, o estudo

paramétrico foi realizado incluindo a opção do conceito do reator seed-blanket. Os parâmetros nas considerações a proporção para seed de combustível para moderador. Os benefícios potenciais deste núcleo são consideráveis do ponto de vista do combustível. O total gasto do adustível, pode ser reduzido em até 55% em comparação com o ciclo convencional. A quantidade de ^{239}Pu podem ser significativamente reduzidos cerca de 31%.

Os valores calculados dos parâmetros de segurança em conjunto PWR alimentado com $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ são na faixa da maioria dos PWRs atuais. A redução da potência térmica máxima e o controle de reatividade no reator refletem no desempenho. Em manter o reator longe dos picos de potência que causam muitos problemas térmico e hidráulicos e de engenharia mecânica. Este processo aumentaria a duração do ciclo do combustível. Entretanto, segundo [74] e [17] determinar o fluxo de calor crítico e partida de ebulição nucleada é principal parâmetro segurança crítica em reatores nucleares. A Mínima de partida de ebulição nucleada (MDNB) pela correlação de W3 empregada na maioria dos projetos de núcleos de água leve.

Capítulo 3

Fundamentação teórica

3.1 O programa Serpent

O programa Serpent utiliza MMC uma abordagem estocástica individualizada do nêutron. O procedimento é baseado no livre caminho da partícula, na qual a probabilidade de cada evento dependerá da posição, material localizado e da energia transportada. Quando a simulação é repetida em um número elevado de histórias, este fornecerá uma alta confiabilidade. O método não é capaz de solucionar a equação de transporte, mas fornece uma boa aproximação estatística por uma integral na forma 3.1. Onde a função $\psi(r, \Omega, E)$ que essencialmente depende da função de densidade, com seis dimensões para descrever o comportamento da população de nêutrons, em função da posição, do ângulo e da energia. Assim descrita pela a reação da taxa de fissão.

$$\int_V \int_{\Omega} \int_E f(r, \Omega, E) \psi(r, \Omega, E) dV d\Omega dE \quad (3.1)$$

As vantagens dessa metodologia de aproximação de estocástica: Eventos ocorrem em locais discretos, não precisam da integral de fluxo espacial para obtenção da solução de transporte ; As colisões ocorrem em energias discretas, não precisam da integral de fluxo, além da energia e dependência temporal das reações em cadeia são modeladas de forma explícita. As desvantagens do método são estimativas , e, são baseadas nas somas de todos os eventos que representam integrais espaciais, direcionais e de energia, as quantidades diferenciais são difíceis de calcular; Os re-

sultados das variáveis aleatórias são associadas a incerteza estatística e dependem de um numero elevado de simulações das partículas.

Como o programa possui a capacidade de calcular a queima do combustível é importante apresentar os parâmetros importantes dos elementos combustíveis para efeitos de comparação do comportamento. Ambos serão comparados a reação em cadeia, reatividade, e da teoria cinética dos reatores. Portanto os principais parâmetros neutrônicos serão discutidos nas próximas subseções como fator de multiplicação infinito, razão de conversão, fator de reprodução, coeficiente de reatividade, fração de nêutrons atrasados e tempo de geração de nêutrons prontos.

3.2 Reação em Cadeia e reatividade

3.2.1 Fator de multiplicação infinito

O fator de multiplicação infinito ou fórmula dos quatro fatores, define o quão sustentável a reação se processa no núcleo. Para efetuar o melhor controle do ciclo de vida de nêutrons é necessário que vazamentos dos nêutrons seja mínimo. Esta é a melhor forma de avaliar o comportamento, para um EC devido ao fato de desconsiderar o vazamento, uma aproximação que fornece um indício do comportamento no núcleo. Se o fator de multiplicação for igual a 1 é dito crítico, maior que 1 supercrítico e menor subcrítico. No caso do fator de multiplicação ser superior a um significará que a geração precedente é superior a geração antecessora de nêutrons, portanto será mantida a sustentabilidade.

A equação 3.2, representa a fórmula dos quatro fatores, onde (η) fator de reprodução, (ϵ) probabilidade de escape, (p) probabilidade de escape por ressonância e (f) fator de utilização térmica. Nesta abordagem, usa-se a fórmula dos quatro fatores ou (k_∞) ou fator de multiplicação infinito define a como é o comportamento da população de nêutrons resultantes de fissão [13].

$$[k_\infty] = \frac{\nu\Sigma_f}{\Sigma_a} = \eta\epsilon pf \quad (3.2)$$

3.2.2 Fator de reprodução

O parâmetro afeta diretamente o fator de multiplicação, a probabilidade de reação de fissão por um número médio, que acarretam em fissão térmica. Quanto maior o fator de produção maior a quantidade de nêutrons são produzidos, ou sejam terminam numa geração e conseguem iniciar uma nova de nêutrons térmicos. A equação 3.3, define determinado por (η) fator de produção de nêutrons, onde (ν) número médio de fissões, (Σ_f) seção de choque macroscópica de fissão e por fim (Σ_c) seção de choque macroscópica de captura.

$$[\eta] = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_f + \Sigma_c} \quad (3.3)$$

3.2.3 Razão de conversão

O razão de conversão (CR) mede o quão é convertível o combustível nuclear se processa no núcleo. Define-se como a razão de material físsil criado do material fértil é consumido ou absorvido. Se a razão for maior que um 1, o reator é chamado de reator "breeder". No geral, quanto mais próximo de um melhor, a capacidade de conversão material fértil em físsil.

A quantidade útil de material físsil depende crucialmente da magnitude do fator de reprodução, na qual indica a quantidade de nêutrons produzidos pelos absorvido no combustível. A equação 3.4, indica que o razão de conversão (CR), geralmente variam de 0 a 1. Quanto maior mas material fértil se converte em físsil. Onde (σ_f) seção de choque microscópica de fissão e (N_c) número de átomos de fissão ou de captura (N_a) .

$$[CR] = \frac{\sum_i^{nc} \sigma_c N_c}{\sum_i^{na} \sigma_a N_a} \quad (3.4)$$

3.3 Coeficiente de Reatividade

As mudanças de densidade tanto no combustível quanto no moderador, quando ocorrem tendem a alterar as seções de choque devido o efeito Doppler. No geral quanto maior a temperatura, há uma redução na faixa térmica e um alargamento na seção de choque de captura. Portanto ocorre um aumento na probabilidade de interações dos isótopos no reator.

3.3.1 Coeficiente de temperatura do moderador

O efeito da temperatura do moderador na reatividade é variado e complexo. Em reatores PWR, se a temperatura do moderador aumenta a densidade decai logo o efeito no espectro térmico se torna mais difícil. A seção de choque de fissão decresce com aumento da temperatura. O efeito é anti-reativo deve pontuar que apenas uma parte da seção de choque de captura que possui a tendência a decrescer. O contrabalanceamento de boro depende do ponto de operação do reator. Portanto o efeito Doppler na seção de choque dos isótopos da molécula de água, especialmente para altas energias de ressonância. No fim, a quantidade total do coeficiente deve possuir um efeito negativo, quanto maior o aumento de temperatura.

O Coeficiente de Temperatura do Moderador (MTC) definido como a mudança na reatividade pela variação na temperatura, em função da densidade do moderador. É expresso na equação 3.5 em unidades de pcm/°K. O valor do coeficiente do moderador geralmente varia de 0 pcm/°K à -35 pcm/°K, como exposto no Relatório Final de Análise de Segurança (FSAR) [18]. O coeficiente de temperatura do moderador é sempre desejável que seja negativo, devido ao efeito auto-regulador. Uma tabela apresentará a variação da densidade em função temperatura moderador de 494-593 °K, bem como a variação da densidade do combustível. Consideramos que a seção de choque de absorção sofre influência direta do moderador. Na maioria dos reatores causa uma expansão em molécula de água, a fase líquida do moderador decresce com o aumento da temperatura devido a taxa de moderação. A razão de moderação definida pelo volume do moderador sobre o volume do combustível.

$$[\alpha_{mtc}] = \frac{d\rho}{dT_m} \quad (3.5)$$

3.3.2 Coeficiente de temperatura do combustível

O Coeficiente de Temperatura do Combustível (FTC), ou também denominado Coeficiente de Temperatura Doppler (DTC), mensura a mudança de reatividade por mudança de temperatura. O coeficiente é expresso em pcm por grau °K. O valor do coeficiente depende da temperatura e da queima do combustível. O coeficiente é altamente importante para a estabilidade do reator. O DTC geralmente é considerado mais importante que coeficiente de temperatura do moderador, especialmente em casos de Acidentes iniciados por Reatividade (RIA), esse é mais importante a compensação da resposta de reatividade inserida no núcleo.

O tempo para o calor ser transferido o moderador mensurado em segundos, enquanto o efeito do coeficiente ocorre quase que instantaneamente. Portanto FTC, causa uma resposta imediata a mudança de temperatura no reator. A quantidade total do FTC pode ser expressa como a mudança de reatividade no reator sobre a mudança de temperatura, conforme a equação 3.6 em pcm/°K. Uma tabela apresentará a variação de temperatura 700-1800 °K do moderador em função da densidade dos combustíveis para metodologia de cálculo do FTC.

$$[\alpha_{ftc}] = \frac{d\rho}{dT_f} \quad (3.6)$$

3.4 Dinâmica de reatores

3.4.1 Tempo de geração de nêutrons prontos

O tempo de geração de nêutrons prontos é calculado pelo formalismo multigrupo, que depende do número de grupos de energia do espectro do grupo dos nêutrons prontos. A equação de transporte é resolvida por aproximação cinética pelo volume e assume a separabilidade. A equação de geração de nêutrons prontos é dada pela emissão de nêutrons atrasados e pelo fluxo direto do grupo (G), onde (dE) é o grupo de energia, (dV) é o elemento infinitesimal de volume, (χ_p) é o espectro emitido do grupo dos nêutrons prontos pelo isótopo (i), (ϕ^*) é o fluxo adjunto (ou importância) no grupo, a velocidade média do grupo de nêutrons do isótopo (ν_i), a seção transversal de produção do isótopo (i) no grupo (h), e (ϕ_p) é o fluxo direto no grupo (h).

$$[\Lambda] = \frac{\int dV \int \phi^* \phi dE}{\int dV \int \nu_i \phi dE_i \chi_p (1 - \beta_j) \eta \Sigma_f} \quad (3.7)$$

Em um reator dividido em duas regiões com materiais diferentes, uma soma deve ser calculada sobre todas as regiões com diferentes seções transversais, fluxos e velocidades de nêutrons. O tempo de geração de nêutrons prontos em um reator pode ser calculado usando a equação 3.7. Um reator pode ser dividido em várias regiões, incluindo duas regiões com materiais diferentes. Portanto, o somatório computará todas as diferentes seções de choque, fluxos e velocidades de nêutrons.

A equação 3.8 mostra que, onde (l) representa o tempo de vida médio dos nêutrons prontos, se dividirmos pelo fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), obtemos o tempo de geração de nêutrons prontos, denotado por (Λ) . Conceitualmente, é o tempo médio necessário para que a primeira geração de nêutrons produza fissão e gere a próxima geração de precursores. É um dos parâmetros mais importantes do controle de reatores e é frequentemente usado na resposta dinâmica. O (Λ) depende de fatores como o enriquecimento do combustível, a seção transversal de fissão e a distribuição de nêutrons prontos, o número de nêutrons por fissão e o fluxo de nêutrons, entre outros.

$$[\Lambda] = \frac{l}{k_{eff}} = \frac{l}{V \nu \Sigma_f} \quad (3.8)$$

De acordo com [75], a equação para o tempo de geração de nêutrons prontos inclui (V) , que é a velocidade média dos nêutrons, (ν) , que é o número médio de fissões e (Σ_f) , que é a seção transversal macroscópica de fissão no grupo. O tempo de geração de nêutrons prontos não é apenas importante para a cinética, mas também é uma característica que define inversamente o número médio de fissões $(\nu \Sigma_f)$. Consequentemente, (Λ) representa a fração de nêutrons térmicos e contém informações sobre a normalização da fissão do ^{235}U nos nêutrons térmicos no alcance da energia.

3.4.2 A fração de nêutrons atrasados

A fração de nêutrons atrasados (β_{eff}) é o número médio de nêutrons provenientes da primeira fissão responsável pelo controle da cinética dos reatores. O número de nêutrons emitidos por fissão pode ser dividido em rápidos e térmicos. Frequentemente, quanto maior a quantidade da fração inicial, maior a possibilidade de controle cinético da reação ao longo da queima. Apenas 1% dos nêutrons atrasados é responsável por manter a densidade da fonte térmica. A quantidade de nêutrons atrasados é proporcional à taxa de decaimento. O resultado também pode ser obtido pelo Serpent, que é constante no tempo pela técnica da perturbação ponderada adjunta. Essa técnica também é usada para calcular o tempo de geração de nêutrons prontos e a fração de nêutrons atrasados, visto que são variáveis dependentes.

$$[\beta_i(t)] = \frac{\int dV' \int dE \phi^+ \Sigma_j^i \chi_d^j \beta_i^j \nu \Sigma_f^j \phi}{\int dV' \int dE \phi^+ \Sigma_j [\chi_p^j (1 - \beta^j) + \Sigma_i \chi_d^i \beta_i^j] \nu \Sigma_f^j \phi} \quad (3.9)$$

Conforme [75], a cinética pontual tem importância no efeito tridimensional e é considerada ponderando o fluxo adjunto e integrando os volumes para vários grupos de energia. A equação 3.9 inclui (Φ_{fi}) , que é o fluxo adjunto térmico, (β_i) , que é a fração de nêutrons atrasados do isótopo, (Σ_{fi}) , que é a seção transversal macroscópica de fissão do elemento e (ν) , que é o número médio de nêutrons de fissão. (ϕ_f) é o fluxo de nêutrons no elemento de volume infinitesimal (dv) . A equação geral 3.10 para a fração de nêutrons atrasados (β_{ef}) é definida pelos isótopos precursores pelo total de nêutrons prontos mais os precursores.

$$[\beta_{ef}(t)] = \sum_{i=1}^6 \beta_i(t) \quad (3.10)$$

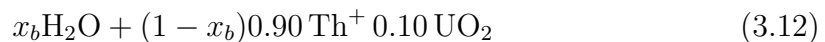
3.5 Análise do reator homogêneo

Os reatores nucleares possuem um elemento combustível constituído por vários materiais estruturais, como revestimento, água e combustível. Para simplificar o modelo, uma boa aproximação é construir o núcleo do reator como uma mistura homogênea dos materiais que o compõem. A modelagem do reator homogêneo

consegue representar o modelo heterogêneo de materiais com certa precisão.

Neste sentido, o modelo usará água e material combustível físsil (seed) e região fértil (blanket). As proporções empregadas pelo conceito de Radkowsky são de 2.0 para a região fértil e 3.2 para a região físsil em relação ao volume do moderador sobre o combustível. O estudo visou variar a proporção de volume do blanket em relação ao volume total do reator homogêneo em valores percentuais. Desde que o fator de multiplicação infinito (k_∞) seja superior a 1,0 e a razão de conversão (CR) esteja próxima de 0,8, será possível obter uma configuração capaz de converter o máximo de material fértil em físsil sem perder a sustentabilidade da reação.

O primeiro passo para a conversão de um reator para combustível misto de (U, Th) é procurar a razão de volume de seed e blanket que forneça um fator de multiplicação (k_∞) acima da criticidade e aumente a razão de conversão (cr) o máximo possível. A primeira abordagem para este problema é usar um modelo homogêneo, onde a geometria das varetas é substituída por um volume uniforme no formato de um paralelepípedo envolvendo as regiões de seed e blanket, contendo uma mistura homogênea dos materiais presentes. Inicialmente, seguindo os resultados de [29], usamos a proporção de volume do moderador para combustível denominada ($z_s = 3.2$) na região do seed e ($z_b = 2.0$) na região do blanket. Dado que as frações moleculares para água, (x_s) e (x_b), podem ser obtidas a partir desses valores, podemos escrever que os materiais usados são dados pelas equações 3.11 e 3.12, ambos enriquecidos a 20 %wt.



O reator homogêneo uniforme possui um volume total ativo de 21,26 cm x 21,26 cm x 200 cm. Para analisar o comportamento desse reator, foram realizadas 13

simulações nas quais a razão entre os volumes do blanket e o volume total foi alterada para compreender o intervalo de 11,50% a 94,73%. Os valores das proporções obtidas nessas simulações estão na tabela 3.1. Nessa tabela, (L) representa a largura da área fértil (blanket), (X) representa a largura da região fissil (seed), (V_b) é o volume do blanket e (V_s) é o volume do seed. Após a realização das simulações, os valores do fator de multiplicação (k_∞) e da razão de conversão (CR) foram analisados graficamente. Com base nessa análise, foi selecionada uma razão de (V_b/V_t) que permitisse obter um reator levemente supercrítico com (k_∞) maior que um e capaz de maximizar a razão de conversão (CR) com valor mínimo de 80%.

O conceito proposto por Radkowsky [30] é uma solução eficaz para aumentar o ciclo do combustível nuclear. Ao dividir o núcleo em duas regiões, uma com elementos físsseis (seed) envolta por outra com elementos férteis (blanket), é possível obter outras vantagens além do aumento do ciclo do combustível. Uma dessas vantagens é a redução de rejeitos transurânicos (^{239}Pu), evitando que sejam reaproveitados para a construção de armas nucleares. Isso é evidenciado na figura 3.1, onde a primeira até a décima terceira referência na tabela 3.1 mostra que as proporções do reator homogêneo uniforme são seed $20w/o^{235}\text{U} + \text{H}_2\text{O}$ e para o blanket ($90\%\text{Th}_2\text{O} + 10\%\text{U}_2\text{O} + \text{H}_2\text{O}$) com os devidos ajustes de composição do material e densidade. Para a área fissil, usamos a proporção de volume do moderador sobre o combustível seed e o blanket. Portanto, o conceito de seed-blanket é uma solução eficaz para aumentar o ciclo do combustível nuclear e reduzir os riscos associados ao reaproveitamento de rejeitos transurânicos.

Referência	L[cm]	X[cm]	V_b [%]	V_s [%]
1	21,26	20,00	11,50	88,50
2	21,26	18,74	22,30	77,70
3	21,26	17,48	32,40	67,60
4	21,26	16,22	41,79	58,21
5	21,26	14,96	50,49	49,51
6	21,26	13,70	58,47	41,53
7	21,26	12,44	65,76	34,24
8	21,26	11,18	72,35	27,65
9	21,26	9,92	78,23	21,77
10	21,26	8,66	83,41	16,59
11	21,26	7,40	87,88	12,12
12	21,26	6,14	91,66	8,34
13	21,26	4,88	94,73	5,27

Tabela 3.1: Estudo do reator homogêneo uniforme.

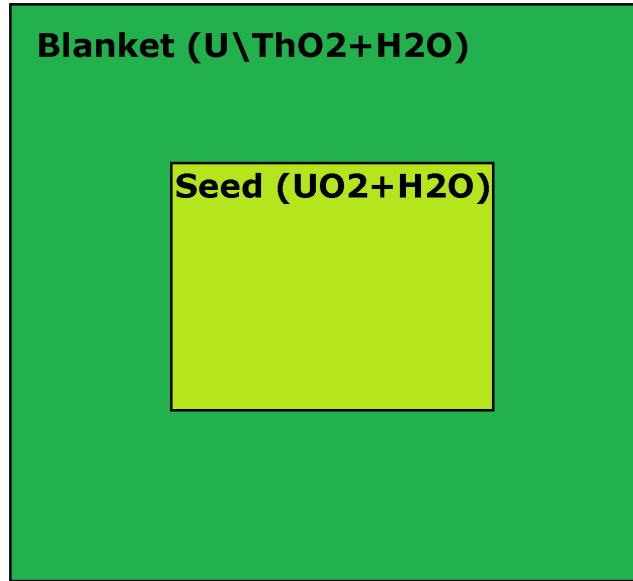


Figura 3.1: Seção transversal dos reatores homogêneos uniformes.

Segundo [28], a razão ótima dos volumes de blanket e seed é de $(V_s/V_m = 3, 2)$ para o seed e $(V_b/V_m = 2, 0)$ para o blanket. A equação 3.13 pode ser reescrita para expressar a razão de (V_f/V_m) em função das massas equivalentes do blanket (M_b/M_m) e do seed (M_s/M_m) . Com um rearranjo algébrico, obtemos as equações 3.13 e 3.13, que são essenciais para determinar as proporções dos volumes homogêneos físsil e fértil. As variáveis incluem a densidade do moderador (ρ_m) , a densidade do combustível (ρ_f) , a massa equivalente do moderador (M_m) e a massa equivalente do combustível (M_f) . Essa metodologia é essencial para determinar a densidade da mistura das regiões do reator homogêneo. A densidade da mistura (ρ) é reescrita em função da densidade do moderador (ρ_m) .

$$\frac{M_m}{M_m + M_f} = \frac{\rho_m V_m}{\rho_f V_f} = \frac{1}{1 + \frac{M_m}{M_f}} \quad (3.13)$$

3.6 Análise do elemento heterogêneo

A dinâmica do reator seed-blanket difere da encontrada em um reator convencional de combustível (UO_2). Para ajustar os volumes mencionados na análise anterior, precisamos fazer ajustes no passo e no diâmetro das varetas. Com base nos resultados do estudo anterior, determinamos a proporção ideal de seed na região do blanket.

Como ambas as regiões têm a mesma altura, a proporção de volume será igual à proporção de área. Usando a equação 3.14, podemos compatibilizar a geometria multiplicando o número de varetas do blanket (N_b) pelo passo para obter o comprimento total do blanket (L_b). Da mesma forma, podemos encontrar o comprimento da região de seed (X_s) multiplicando o passo do seed pelo número de varetas do seed.

$$[X_s] = \left(\frac{L_b}{N_b} \right) w \quad (3.14)$$

Para compatibilizar a geometria, definimos um fator (w) que, quando multiplicado pela razão do comprimento do blanket pelo número de varetas do mesmo, resulta no comprimento da região físsil (X_s). A área desta região, quando multiplicada pela altura, corresponde à proporção da razão do volume obtida no estudo anterior. O fator (w) deve ser um valor inteiro maior que um para evitar a interseção das regiões das varetas de seed e blanket. O resultado deste fator deve ser capaz de compatibilizar as áreas de acordo com a razão do reator homogêneo uniforme.

As equações 3.15 e 3.16 são fundamentais para garantir a compatibilidade das geometrias das regiões de seed e blanket. Considerando (L) e (X) como as larguras das seções transversais das regiões de seed e blanket, respectivamente, podemos calcular a razão do volume do moderador para o combustível usando a equação 3.16, que é equivalente à equação 3.15, onde (A_m) representa a área da seção transversal do moderador e (A_f) representa a área da seção transversal do combustível. Além do mais, (m) e (n) são os números de passos de grid no seed reservados no blanket, enquanto (M) é o número de tubos guias e (D_s) e (D_b) são os diâmetros das varetas para o seed-blanket. É importante ressaltar que deve haver a condição de que ($D_{s/b} < P_{s/b}$), onde ($P_s = X/m$) e (P_b) são os passos das varetas escolhidos inicialmente na tabela de parâmetros. Com os parâmetros selecionados, teremos a mesma quantidade de tubos guias e instrumentos, mas com um número maior de varetas em comparação ao NuScale convencional.

$$[A_{sf}] = \frac{X_s^2}{\frac{V_m}{V_f} + 1} = \frac{X^2}{4.2} = \frac{(m^2 - M)\pi D_s^2}{4} \quad (3.15)$$

$$[A_{bf}] = \frac{X_b^2}{\frac{V_m}{V_f} + 1} = \frac{X^2}{2.9} = \frac{(m^2 - M)\pi D_s^2}{4} \quad (3.16)$$

A razão do volume do moderador sobre o volume do combustível é fundamental para manter a estabilidade do sistema em operação. Isso porque essa razão representa a proporção do número nuclear do moderador dentro do reator em relação à quantidade de combustível nuclear. À medida que a temperatura no reator aumenta, o volume de combustível permanece constante, assim como o volume do moderador. No entanto, a densidade do moderador diminui devido à expansão térmica, aumentando a probabilidade de escape e dificultando a ressonância de absorção no espectro térmico do reator. Portanto, é crucial manter uma composição balanceada para evitar instabilidades no sistema. A equação 3.17, que define a razão do volume do moderador sobre o volume do combustível (V_m/V_f), é usada para determinar as dimensões do raio do combustível nuclear nas regiões fértil e físsil. De acordo com [30], a razão da região fértil é 2,0 e da parte físsil é 3,2. Além de podermos calcular o diâmetro do combustível (D_f) usando a equação 3.18, onde (P_f) é o passo da vareta combustível.

$$\left[\frac{V_m}{V_f}\right] = \sqrt{\frac{4P_f^2 - \pi D_f^2}{\pi D_f^2}} \quad (3.17)$$

$$[D_f] = \sqrt{\frac{4P_f^2}{\pi\left(\frac{V_m}{V_f} + 1\right)}} \quad (3.18)$$

3.7 Análise de segurança termo hidráulico

O processo regulatório da NRC estabelece políticas de segurança rigorosas para o projeto de plantas nucleares. Isso inclui garantir que o elemento combustível (U, Th)O₂ atenda às condições mínimas aceitáveis de segurança. Embora a média do fluxo de calor no reator possa fornecer informações sobre o comportamento futuro do núcleo, é importante considerar que o fluxo de calor local pode variar significati-

vamente nos eixos radiais e axiais. Os efeitos combinados do fluxo de nêutrons radial e axial e as condições de sobre potência determinam o fluxo de calor máximo esperado em regime transiente. A diferença entre esse valor e o valor mínimo aceitável é conhecida como margem de segurança. Mas também, a taxa de reação dentro do reator é controlada por diversos fatores que devem ser cuidadosamente monitorados para garantir a segurança da operação.

A reação nuclear de fissão libera grandes quantidades de energia na forma de energia cinética e fragmentos, sendo que cerca de 97% dessa energia é recuperada. A quantidade de energia liberada é diretamente proporcional à quantidade de material físsil presente. Para avaliar os efeitos da temperatura, é importante calcular a densidade de potência, que representa a energia depositada no material físsil por unidade de volume por unidade de tempo, conforme descrito por [76]. A distribuição da densidade de potência é diretamente proporcional à reação de fissão em cada ponto (i), conforme mostrado na equação 3.19, onde (W_f) representa a densidade do material físsil, (φ) representa o espectro de nêutrons e (Σ_f) representa a seção de choque macroscópica do material físsil. É importante ressaltar que a densidade de potência do material não depende significativamente do sistema, o que permite simplificar a equação 3.20.

$$[(F_f)_i] = \int_{E_{min}}^{E_{max}} \varphi(E) \sigma_f(E) dE \quad (3.19)$$

$$[p(r)] = \int_0^{\infty} W_f(E, r) \Sigma_f(E, r) \varphi(E, r) dE \quad (3.20)$$

A equação representa a taxa de reação de fissão em função do fluxo de nêutrons, que é diretamente proporcional ao somatório da energia de fissão. O programa fornece as taxas de fissão nas regiões da vareta combustível para ambos os elementos combustíveis, considerando suas diferentes composições. Para calcular a densidade de potência, usamos um fator multiplicador e a seção transversal microscópica de fissão total para normalizar o resultado e obter o nível desejado de potência na fonte. As equações 3.20 e 3.19 fornecem a escala do fator, resultando na equação 3.21 para calcular a potência total (P_t).

$$[p_i] = \frac{(F_f)_i}{\sum_i (F_f)_i V_i} P_t \quad (3.21)$$

A densidade de potência no elemento combustível é calculada normalizando a taxa de fissão (F_{f_i}) em cada célula (i) pelo número de átomos e multiplicando pelo volume da célula (V_i) e pela potência térmica, conforme mostrado na equação 3.21. Um código no MATLAB utiliza a equação 3.22 para obter os resultados da densidade em (W/cm^2) . O programa Serpent fornece a taxa de fissão de reação nos pontos das regiões seed e blanket, divididas em 100 partes no eixo axial. A potência térmica do elemento combustível é calculada dividindo a taxa de fissão de reação pelo comprimento total e pelo número de nós de cada região.

$$[pd_i] = \frac{(F_f)_i}{\sum_i (F_f)_i \frac{L_i}{N_i}} P_t \quad (3.22)$$

Os reatores nucleares devem operar em regime permanente, com uma distribuição de temperatura uniforme e independente do tempo. É importante prever todas as remoções de calor no sistema e garantir que os reatores operem com baixos níveis de potência causados pela passagem de líquido. A natureza e operação do refrigerante no reator são consideradas fatores críticos no projeto de reatores nucleares. O objetivo da análise termo hidráulica é fornecer informações sobre o fluxo de massa, pressão e temperatura com base na categoria de escoamento e geometria sob condições específicas que garantam a segurança termohidráulica, conforme descrito por [72].

Um aspecto importante é definir a queda de pressão ao longo do canal no eixo axial usando a segunda lei de Newton em um sistema de coordenadas iniciais. A equação da conservação do momento no eixo axial segue um regime permanente e pode ser usada para examinar um tubo vertical, conforme mostrado na equação 3.23. Cada termo, 3.24, 3.25 e 3.26 indicado é referente a uma categoria de queda de pressão, presente no elemento combustível. Onde a (dp) queda de pressão ao longo do canal, (B) o momento linear referente ao eixo vertical, (A_z) a área do canal, (τ) A tensão de cisalhamento nas paredes, (ρ) a densidade no fluido, (dPz) pressão infinitesimal ao longo do eixo axial.

$$\left[\frac{dp}{dz}_{forma}\right] = \left(\frac{dp}{dz}\right)_{fric} + \left(\frac{dp}{dz}\right)_{grav} + \left(\frac{dp}{dz}\right)_{acel} \quad (3.23)$$

$$\left[\left(\frac{dp}{dz}\right)_{grav}\right] = -\rho g \quad (3.24)$$

$$\left[\left(\frac{dp}{dz}\right)_{fric}\right] = -\frac{1}{Az} \int_{Pz} (\tau) dPz \quad (3.25)$$

$$\left[\left(\frac{dp}{dz}\right)_{acel}\right] = \frac{d\left(\frac{B^2}{\rho}\right)}{dz} \quad (3.26)$$

A queda de pressão total pode ser simplificada usando a equação 3.27, que leva em consideração a queda de pressão por gravidade, definida pela equação 3.30, e a queda de pressão por fricção, obtida por correlação com o número de Reynolds, conforme mostrado na equação 3.28. Além do mais, a queda de pressão também é influenciada por fatores de geometria ou formato, conforme descrito na equação 3.29.

$$[\Delta p] = \Delta(p_{fric}) + \Delta(p_{grav}) + \Delta(p_{forma}) \quad (3.27)$$

$$[\Delta p_{fric}] = \frac{2\Delta z}{Dh} (0,341)(Re)^{-\frac{1}{4}} \rho \nu^2 \quad (3.28)$$

$$[\Delta p_{forma}] = \left(\frac{1}{2}\right)(11,63)(Re)^{-\frac{1}{4}} \rho \nu^2 \Delta z \quad (3.29)$$

$$[\Delta p_{grav}] = \rho g \Delta z \quad (3.30)$$

Um código no MATLAB é usado para aplicar o Método de Diferenças Finitas (MDF) usando diferenças centradas. O canal é subdividido em nós ($i = 0, 1, 2, 3, 4$) e o fluxo que cruza o canal é considerado desprezível. A conservação de massa e energia é fornecida pela equação 3.31, que representa a diferença de entalpia no canal. O código calcula essa diferença usando a equação 3.32 e soma os termos referentes às quedas de pressão ao longo do canal no eixo z . Por meio do uso de diferenças finitas centradas, é possível obter a equação para calcular a queda de pressão total no canal quente, conforme mostrado na equação 3.33. Ainda mais, é possível calcular o fluxo de calor no canal quente dividindo a máxima densidade de potência na saída pela área da seção transversal do diâmetro da vareta combustível.

$$[mdh] = q'(z)dz = q'''(z)\pi\left(\frac{D_h}{2}\right)^2 dz = m' dh_z = \frac{1}{m} q'(z) \int_{z_i}^{z_{i+1}} dz \quad (3.31)$$

$$[h_{i+1}] = \frac{[q''(z)_{i+1} - q''(z)_i] \Delta z}{m'} + h_i \quad (3.32)$$

$$[P_{i+1} - P_i] = \Delta p_{fric} \Delta z_i + \Delta p_{forma} \Delta z_i + \Delta p_{grav} \Delta z_i \quad (3.33)$$

Um aspecto crítico na segurança de reatores nucleares é a remoção de calor por meio da transferência de energia causada pelo fluido. De acordo com [13], esse processo é conhecido como partida de ebulição nucleada e pode causar a formação de uma camada de vapor que reduz drasticamente a taxa de transferência de calor.

O fluxo de calor segue uma função cossenoidal, conforme mostrado na equação 3.34, e determina o fenômeno de partida de ebulição nucleada. A formação de bolhas de vapor ao longo do comprimento axial indica os locais com alta taxa de transferência de calor e pode levar à degradação em regiões da vareta combustível.

$$[q'_{critico}(z)] = q'_{local}(z) \cos\left(\frac{\pi z}{L}\right) \quad (3.34)$$

O fenômeno de partida de ebulição nucleada depende das condições de temperatura, pressão, fluxo e entalpia. Quando há um acúmulo de vapor, pode ocorrer um aumento abrupto de temperatura no revestimento. O fluxo de calor crítico, ou Fluxo de Calor Crítico (CHF), é calculado usando a equação 3.35 e depende das entalpias de entrada e saída (h), da pressão (P), do título do fluido (X_e) e da vazão mássica do fluido (G'). A correlação W3-Westinghouse é usada para determinar a partida de ebulição nucleada porque se adequa melhor aos padrões esperados de pressão, fluxo de massa e título para o modelo PRM. Os limites dessa correlação estão descritos na tabela 3.2 ao lado dos limites do núcleo NuScale, para saber se enquadram dentro dos limites. A escolha dessa correlação se deve ao fato de ser uma equação empírica de baixo processamento computacional que se mostra uma ferramenta eficaz para análise de segurança nas condições de operação.

$$CHF(h_{ent}, h_{sai}, X_e, P, G') \quad (3.35)$$

Parâmetros	W3 limites	NuScale
Pressão[MPa]	5,5 - 16	12 - 16
Fluxo de Massa[kg/m^2s]	1356-6800	587 - 1514
Diâmetro equivalente[m]	0,015-0,018	0,015 - 0,0182
Título[-]	-0,15 - +0,15	0,156 - 0,130
Comprimento[m]	0,254 - 3,70	0.0 - 2,43

Tabela 3.2: Limite correlação de W3-Westinghouse.[17]

O modelo proposto por [17] apresenta um método para determinar o fluxo de calor crítico uniforme em um subcanal aquecido. De acordo com a tabela, a equação do fluxo de calor crítico uniforme é baseada no fluxo de calor crítico real. A formula-

ção permite determinar a localização do ponto de ebulição nuclear dentro do núcleo e, com essa aproximação, é possível identificar a região mais suscetível à formação de bolhas e conseqüente degradação. A razão entre o fluxo de calor crítico e o fluxo de calor real é conhecida como DNB. Devido às incertezas presentes na metodologia de cálculo, é considerado um valor mínimo de 2,30 como parâmetro aceitável para acomodar incertezas e regimes transientes, conforme mostrado na equação 3.36 do FSAR. O modelo mais amplamente utilizado para calcular o fluxo de calor crítico em reatores PWR é o mesmo utilizado para determinar a densidade de potência linear ao longo do comprimento axial obtido pelo programa Serpent.

$$[DNB] = \frac{q_{critico}(z)}{q_{real}(z)} > 2,30 \quad (3.36)$$

3.7.1 Perfil de temperatura radial

A metodologia proposta por [77] permite determinar a temperatura radial na vareta combustível, revestimento e demais constituintes. [17] descreve a equação geral da temperatura por meio de uma analogia com um circuito térmico. O fluxo de calor pode ser simplificado conforme ilustrado na figura correspondente 3.2. O fluxo de calor local é definido como 3.37 a densidade de potência (pd_i) multiplicada pelo comprimento total axial (L_h) e dividido pela seção transversal da vareta combustível (R_f).

$$q''_{local} = \frac{pd_i * L_h}{\pi R_t^2} \quad (3.37)$$

Para garantir a segurança, é importante conhecer as temperaturas na superfície do revestimento. Em estado de regime permanente, sem geração de calor no revestimento por convecção, é possível resolver a equação de diferenças de temperatura máxima em cada ponto da vareta combustível. Essa equação 3.38 leva em consideração a temperatura do moderador (T_m), a temperatura na superfície do combustível (T_{fo}), a temperatura interna no revestimento (T_{ci}) e a temperatura na superfície do revestimento da vareta combustível (T_{ci}) (T_∞). A equação mencionada 3.38 leva

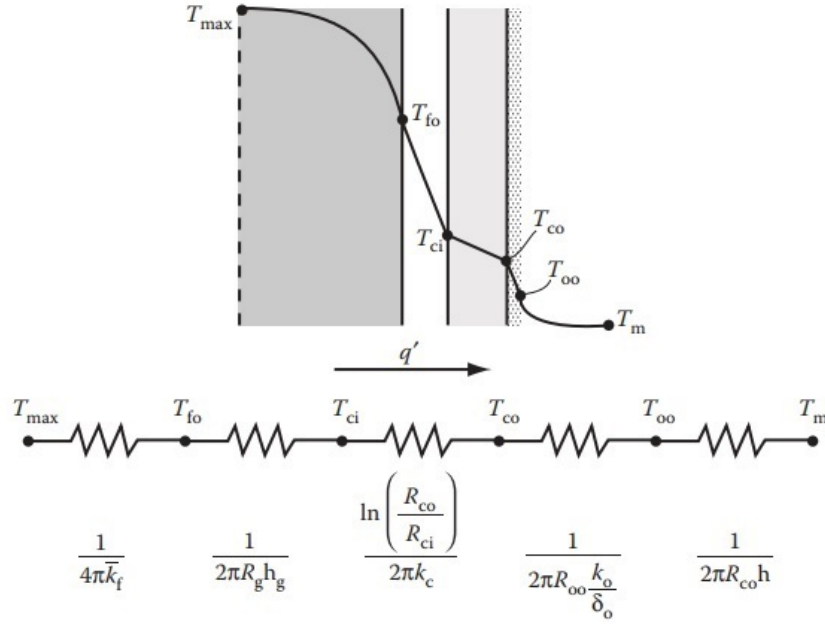


Figura 3.2: Analogia do circuito térmico da vareta combustível.

em consideração diversos parâmetros. O parâmetro (k_t) representa a condutividade térmica do combustível, (R_g) é o raio médio entre o combustível e o revestimento, (h_g) é o coeficiente de convecção do interstício (gap), (R_{co}) é o raio externo do revestimento e (R_{ci}) é o raio interno. Além disso, (R_{∞}) é o raio da camada de óxidos do revestimento (δ_o), (k_o) é a condutividade térmica dos óxidos e (δ_o) é o raio máximo do revestimento (R_{∞}). Por fim, (h) é o coeficiente de convecção forçada do fluido que encobre a vareta combustível.

$$T_{max} = T_m + \frac{q''' \pi R_f^2}{2\pi} \left[\frac{1}{4k_{fuel}} + \frac{1}{2R_g h_{gap}} + \frac{1}{2k_{clad}} \ln \frac{R_{co}}{R_{ci}} + \frac{1}{R_{oo}} \frac{k_o}{\delta_o} + \frac{1}{2R_{oo} h_{fluid}} \right] \quad (3.38)$$

Um código desenvolvido no MATLAB, baseado no código STC-MOX [72], permite inserir as características de projeto como entrada e obter os resultados das temperaturas em cada uma das regiões que compõem a vareta combustível radialmente. O funcionamento do código é representado por um fluxograma 3.3 e inclui entradas do programa Serpent. É importante que a saída da modelagem esteja devidamente certificada. Após o processamento inicial, o código fornece os resultados das medições da taxa de reação nas regiões de interesse. O módulo determina a densidade de potência linear em cada ponto no comprimento axial e o resultado deve

ser incluído junto com os parâmetros dimensionais do elemento combustível. Cada módulo independente define a parte hidráulica e térmica: a parte hidráulica estabelece a queda de pressão, entalpia, fluxo de calor e título no comprimento axial da vareta combustível mais quente, enquanto a parte térmica estipula as temperaturas máximas radiais nos diferentes materiais da vareta.

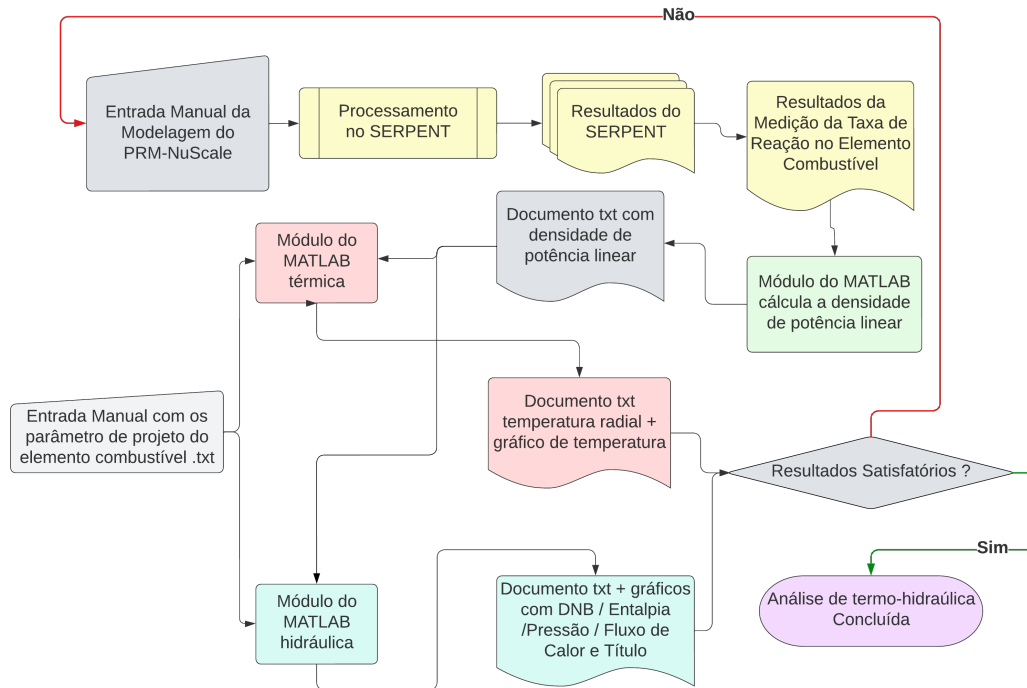


Figura 3.3: Representação fluxograma da análise termo-hidráulica.

Capítulo 4

Resultados

4.1 Validação do NuScale

O NuScale é um reator modular de água leve de pequeno porte que está atualmente em fase de licenciamento. Ele tem capacidade para gerar 77 MWe e cada módulo do núcleo tem cerca de metade do tamanho de um núcleo de reator de larga escala. O projeto inclui sistemas de segurança modernos, como a capacidade de resfriamento passivo. Cada módulo do núcleo é composto por 37 elementos combustíveis, cada um contendo um grid de 17x17 varetas, sendo 264 de combustível, 24 tubos guia e 1 tubo para instrumentação. O combustível utilizado é UO_2 com enriquecimento de até 4,33% em peso, dependendo da localização do elemento. Em 12 elementos combustíveis, o combustível possui gadolínio misturado homoganeamente para controlar sua queima e outras características dimensionais do elemento.

A figura 4.1, representa um quarto do núcleo da modelagem do núcleo completo para efeito de validação. O refletor e o casco são constituídos de aço SS304 e estão imersos em água. Para comparar o modelo do núcleo convertido, foi construído um modelo computacional de benchmark do reator NuScale, utilizando os parâmetros encontrados nas especificações do NuScale FSAR[18]. Este modelo de validação foi validado com os resultados encontrados por [11]. Os parâmetros de projeto relevantes para o modelo são apresentados na tabela 4.1, incluindo diâmetro da pastilha, interstício, revestimento, passo e comprimento ativo. A tabela também indica os parâmetros de simulação da modelagem para validação do modelo de validação para simulação.

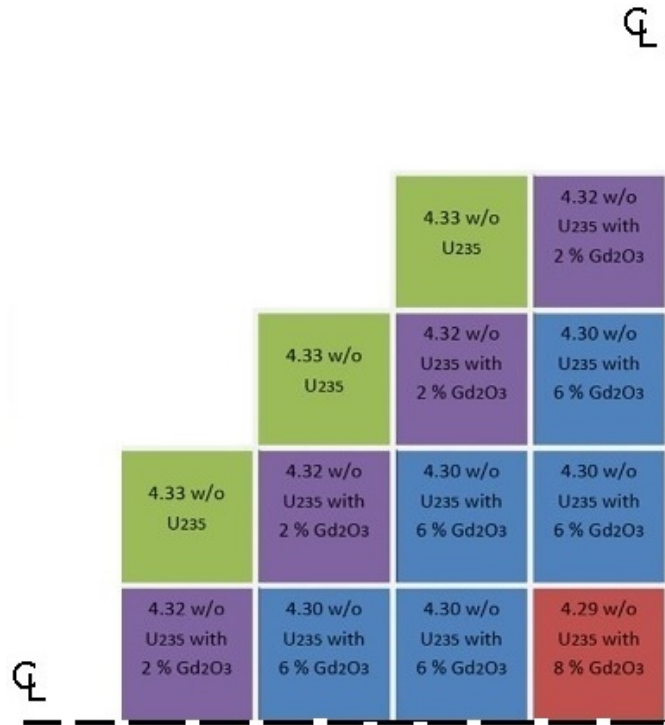


Figura 4.1: Um quarto do núcleo do NuScale para validação.[11]

Descrição do EC	[unid.]	Valor
Diâmetro da pastilha	[cm]	0,81153
Interstício	[cm]	0,82804
Diâmetro do revestimento	[cm]	0,94996
Pitch(passo)	[cm]	1,25984
P/D	[-]	1,55
V_m/V_f	[-]	2,06
Comprimento ativo	[cm]	200,0
Comprimento total	[cm]	215,9
Temperatura do combustível	[°K]	700
Temperatura do moderador	[°K]	531
População de nêutrons	[-]	100.000
Ciclos ativos	[-]	1000
Comprimento de ciclo	[meses]	24
Potência de saída	[MWth]	45

Tabela 4.1: Características de projeto do elemento combustível NuScale.[18]

A figura 4.2 mostra as seções transversais do elemento combustível: à esquerda com gadolínio e à direita apenas com dióxido de urânio. Essa figura ilustra a disposição das varetas de gadolínio no elemento combustível e o elemento padrão de dióxido de urânio. Outra figura 4.3 representa a configuração das varetas combustíveis no comprimento axial de urânio nas extremidades, com 8 cm de material fértil 1,87% em peso de UO_2 . Na região de gadolínio, à esquerda, há 176 cm de $UO_2 + Gd_2O_3$, utilizado para controlar a reação. Existem 6 tipos diferentes de níveis de enriqueci-

mento para o gadolínio com o urânio e 8 sem o uso de Gd. As configurações com gadolínio Gd_2O_3 usam 2% Gd, 6% Gd e 8% Gd e têm níveis de enriquecimento de 4,32%, 4,30% e 4,29% de ^{235}U , respectivamente. Da mesma forma, as configurações apenas com urânio têm enriquecimento de 4,29%, 4,30%, 4,32% e 4,33% de ^{235}U ..

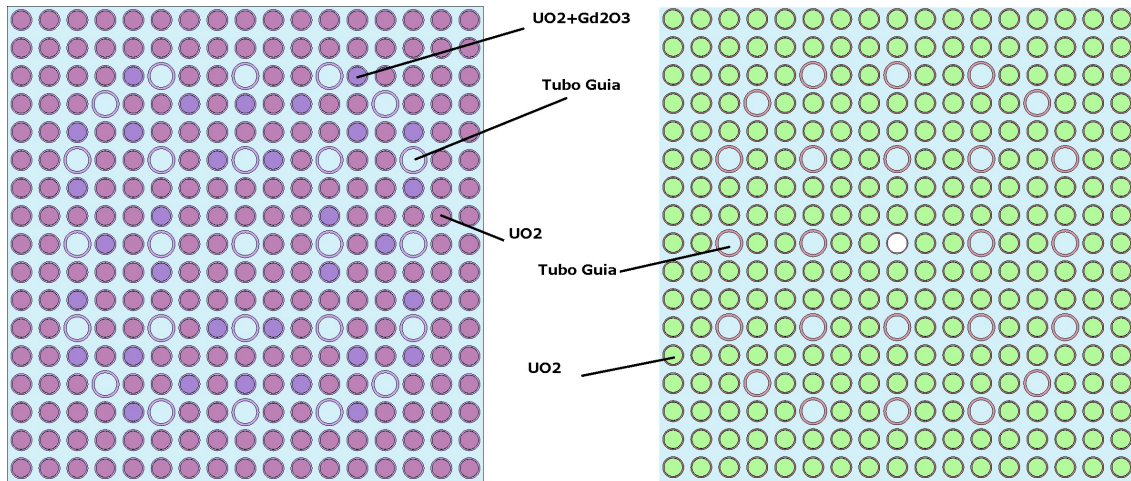


Figura 4.2: Dois tipos de elementos combustíveis no Núcleo.

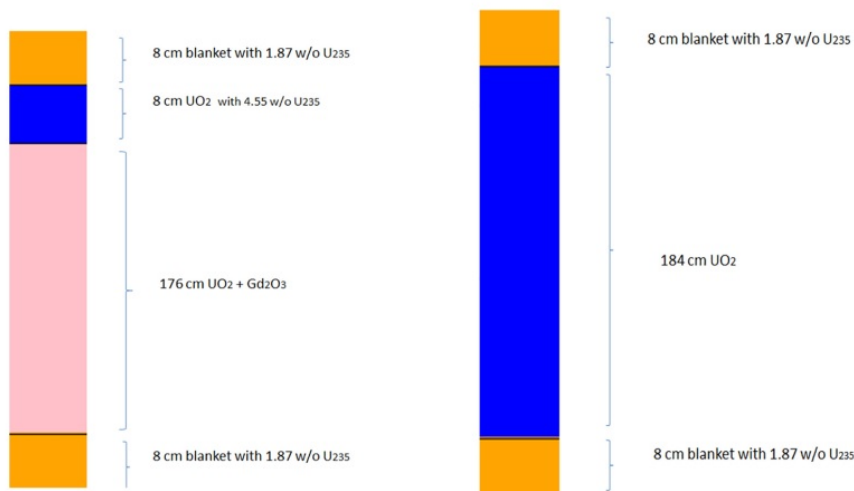


Figura 4.3: Esquema axial dois tipos de varetas combustíveis no NuScale[11]

O estudo consistiu na validação do núcleo do reator NuScale com combustível de UO_2 , para assim podermos garantir a confiabilidade precisamos garantir que estamos modelando do reator desejado. Para validar o modelo tomamos como referência [11] e modelamos o núcleo do reator em 3 estados diferentes: Cold Zero Power (CFP), Hot Zero Power (HZP) e Hot Full Power (HFP). A descrição destes estados se encontram na tabela 4.2 a seguir.

Estados de Operação	Temp.combustível	Temp.moderador
Cold Zero Power	300 °K	300 °K
Hot Zero Power	600 °K	492 °K
Hot Full Power	700 °K	557 °K

Tabela 4.2: Temperatura nos diferentes estados de operação.[11]

Na tabela 4.3, notamos uma boa compatibilidade entre os valores das modelagens com uma diferença máxima da ordem de 100 pcm para o (k_{eff}) que é um valor bastante aceitável dado que os dados foram gerados utilizando diferentes bibliotecas de seção de choque, sendo ENDF/B-VII para nosso estudo e ENDF/B-VI para a referência e o código Serpent para este estudo e MNCP. O erro relativo entre o modelo e de validação foi até 0,1-0,3%, para o (k_{eff}) e 0,5% para fração de nêutrons atrasados.

Estado	parâmetro	referência[11]	Resultado	%Erro
CZP	k_{eff}	$1,21151 \pm 0,00007$	$1,21045 \pm 0,00010$	-0,1%
HZP	k_{eff}	$1,16658 \pm 0,00008$	$1,16607 \pm 0,00011$	0,0%
HFP	k_{eff}	$1,13926 \pm 0,00009$	$1,13701 \pm 0,00010$	-0,2%
-	β_{eff}	$0,00700 \pm 0,00020$	$0,00703 \pm 0,00050$	0,5%

Tabela 4.3: Validação do núcleo NuScale e a modelagem.[11]

4.2 Resultados do reator homogêneo

Nesta seção, busca-se determinar a melhor relação entre o volume do blanket e o volume total que maximize o razão de conversão e forneça um fator de multiplicação infinito para que o reator mantenha um excesso de reatividade para operação. Para simplificar o modelo, considera-se duas regiões homogêneas para o seed e blanket, constituídas por uma mistura ponderada com as proporções de materiais de combustível e moderador. Isso permite o estudo do modelo de forma simplificada.

A razão volume do moderador pelo volume de combustível (V_m/V_f) foi de 3,2 e 2,0 no seed e no blanket respectivamente. Esses valores são os mesmos utilizados por [27], [26] e [28]. O resultado da variação da razão do volume do blanket pelo volume total (V_b/V_t) é mostrado na figura 1 a seguir. Na figura 4.4, notamos que os valores (V_b/V_t) maiores que 0.8 podem ser descartados do estudo por possuírem um k_∞ menor que 1. Assim nosso estudo terá interesse nos valores maiores que 0,80 e mantém a sustentabilidade. De tal modo que o reator opere sem desligar até final de ciclo.

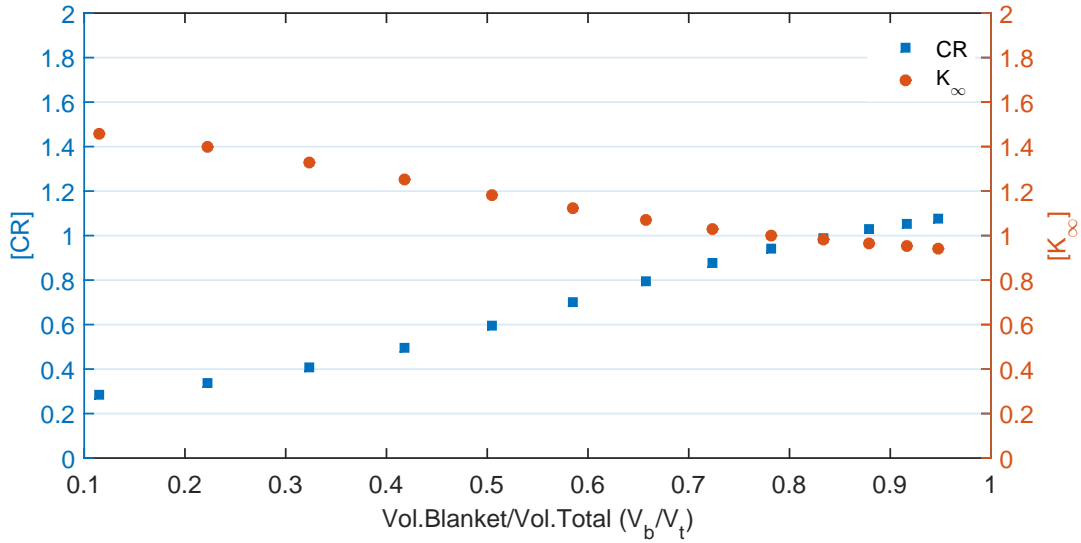


Figura 4.4: Resultado do estudo do reator homogêneo.

O caso escolhido para estudo é descrito na tabela 4.4. O ponto indicado na figura 4.4 é a referência 9 da tabela 3.1. Diante disso, o reator homogêneo com a proporção de volume adequada à deve manter o (k_∞) maior que 1, e a razão de conversão ao máximo possível. O fator de multiplicação apresentado foi 1,001 e a razão de conversão 0,941. O tempo de geração de nêutrons prontos remete ao tempo de duplicação nêutrons prontos. O reator homogêneo apresentou o tempo de geração de nêutrons prontos no valor $7,7381 \mu s$, onde é impactado diretamente pelo número de fissões e seção de choque de fissão. A fração média de nêutrons atrasados calculada no reator homogêneo é 0,00683 da ordem da maioria dos reatores Reator de água leve (LWR), conforme a tabela 4.4.

Parâmetro	Valor
referência	9
(V_b/V_t)	77,56%
k_∞ (BOC)	$1,00134 \pm 0,00008$
β_{eff} (BOC)	$0,00683 \pm 0,00017$
CR (BOC)	$0,94186 \pm 0,00029$
Λ (BOC)	$7,73814 \mu s \pm 0,00061$

Tabela 4.4: Resultados do elemento combustível homogêneo

Na segunda parte do estudo, foi realizada a construção da geometria do elemento combustível seed-blanket com a proporção de volume do blanket sobre o total. A partir do estudo anterior, foram definidas as dimensões do seed e blanket, como representado na tabela referenciada. Por outro lado, foram construídas as dimensões capazes de incorporar cada região. Para a proporção do volume do blanket sobre o

volume total de 77,56%, as proporções de volume do moderador sobre o combustível são as mesmas empregadas pelo conceito de Radkowsky. O valor adimensional (w) é responsável por conceber a integração das geometrias das regiões físsil e fértil. O comprimento do blanket é definido por (L_b) , (m_b) indica a quantidade de varetas do blanket e representa o número de tubos guias (N_b) . Bem como (L_s) , (N_s) e (m_s) são os elementos que compõem o seed. Todo o dimensionamento constitui a altura total ativa.

4.3 Resultados do elemento heterogêneo

Nesta seção são apresentados os resultados do elemento heterogêneo e comparados com o convencional sem a devida mistura de óxidos de urânio e tório. A partir do estudo da seção anterior, foram obtidas as dimensões usadas no elemento combustível seed-blanket, presentes na tabela 4.5. Na figura 4.5, há uma representação do elemento combustível $(U, Th)O_2$ na vista superior. A região em rosa representa a parte fértil (blanket) com $(U, Th)O_2$ e a área de cor amarela indica a parte físsil (seed) com 20% w.t dióxidos de urânio. Como demonstra a figura, o elemento possui a configuração de 19x19 na parte fértil e 11x11 na parte físsil. As principais dimensões para construção do projeto estão na tabela 4.6.

Descrição	[unid.]	[valor]
(V_b/V_t)	%	77,56
(V_m/V_f) blanket	-	2,0
(V_m/V_f) seed	-	3,2
valor adimensional (w)	-	9
largura do Blanket (L_b)	cm	21,417
número de varetas blanket (m_b)	-	19 x 19
largura do Seed (L_s)	cm	10,1450
número de varetas seed (m_s)	-	11 x 11
tubos guias seed (N_s)	-	11
altura ativa (m)	cm	200

Tabela 4.5: Configuração do elemento combustível $(U, Th)O_2$.

Para efeitos comparativos, as mesmas entradas são usadas em ambas as simulações, tanto no elemento padrão quanto no exposto pelo conceito de Radkowsky. Foram construídas duas configurações do elemento combustível convencional: uma com 4.33% de enriquecimento de ^{235}U e outra com elemento seed-blanket $(U-Th)O_2$ no programa Serpent. O objetivo é obter o estudo dos parâmetros neutrônicos, do

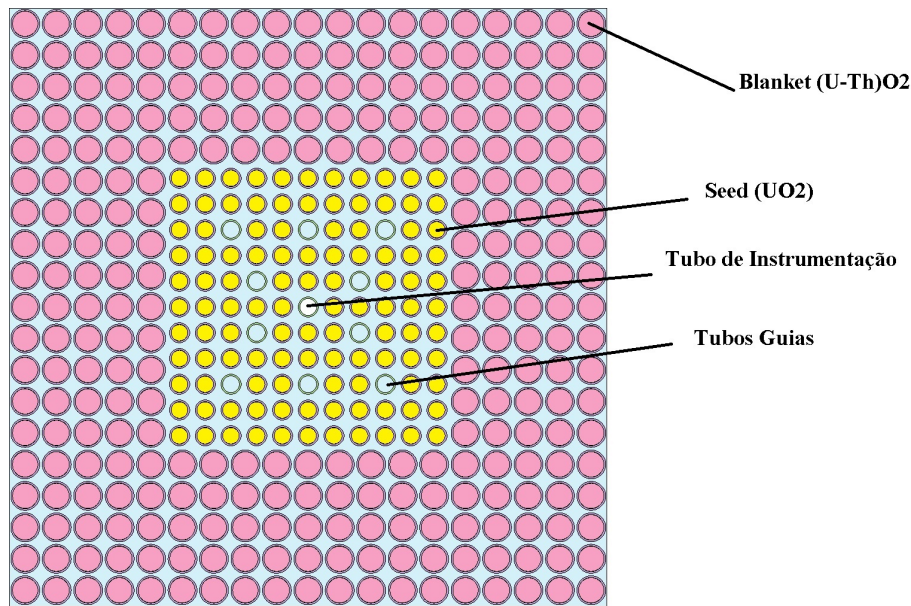


Figura 4.5: Vista superior do elemento combustível dióxido de urânio-tório

coeficiente de temperatura e detecção da taxa de reação de ambos. Assim, é possível calcular as propriedades termodinâmicas através de um código no MATLAB XSteam [78].

Descrição	[unid.]	SBU valor
diâmetro do blanket	cm	0,8994
diâmetro do seed	cm	0,5816
espessura do interstício	cm	0,0825
espessura do revestimento	cm	0,0610
diâmetro da vareta blanket	cm	1,0378
diâmetro da vareta seed	cm	0,7200
pitch seed	cm	0,9222
pitch blanket	cm	1,1272
altura ativa	cm	200
comprimento da vareta	cm	243,56
temperatura do combustível	°K	700
temperatura do Moderador	°K	531
número ciclos ativos	-	1000
número ciclos inativos	-	100
população de nêutrons	-	100000
número de passos de queima	-	31
tempo de queima (dias)	-	697

Tabela 4.6: Parâmetros de projeto do elemento seed-blanket.

Na tabela 4.6, é possível verificar as dimensões do elemento SBU. Em ambos os casos, são submetidos às mesmas condições de simulação. Como podemos observar,

o elemento seed-blanket possui a configuração com diferentes dimensões de diâmetro da vareta físsil e da fértil. Ademais, o passo do elemento seed-blanket das regiões são diferentes. A temperatura do moderador foi de 531°K e a temperatura do combustível foi de 700°K são as mesmas encontradas na simulação do elemento convencional 4.6. A figura referenciada demonstra as características diferentes do elemento.

Os principais parâmetros de física de reatores usados para comparação são o fator de multiplicação infinito (k_∞), a razão de conversão (CR), a fração de nêutrons atrasados (β_{eff}) e, por fim, o tempo de geração de nêutrons prontos (β_{eff}). Na figura 4.6, é possível observar que o fator de multiplicação infinito (k_∞) de ambos os elementos é diferente: em vermelho, o modelo SBU e, em azul, o NuScale. O elemento de dióxido de urânio foi 1,42 enquanto o combustível de urânio-tório foi 1,10. Naturalmente, a produção de nêutrons no NuScale em cada geração é maior. Não apenas, a reatividade em cada etapa foi significativamente superior. Em contrapartida, comparando com o combustível seed-blanket, a reatividade é inferior cerca de 69% menor e a queima até 12 MWd/kgHM é equivalente aos 697 dias.

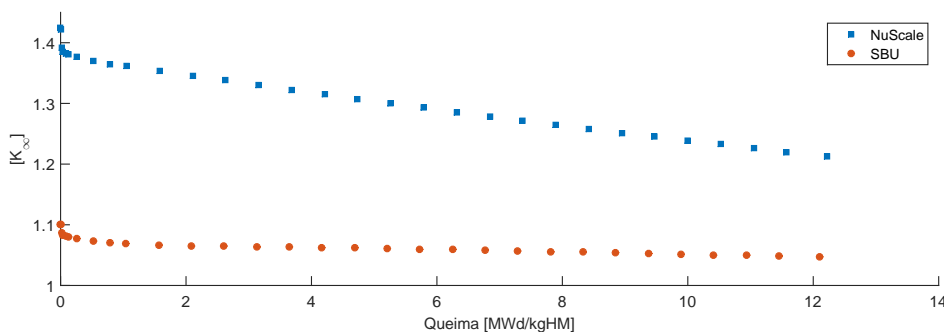


Figura 4.6: Comparação do fator de multiplicação dos elementos combustíveis

A redução no fator de multiplicação do elemento padrão é maior devido à maior seção de choque de absorção pelo ^{232}Th e à mudança no espectro de energia dos nêutrons emitidos pelo combustível. Para o reator seed-blanket, o fator de utilização térmica (f) aumentou em 1% e o fator de fissão rápida (ϵ) aumentou em 24% devido à maior presença do fluxo de nêutrons dentro do combustível. No entanto, conforme a tabela 4.7, a probabilidade de escape de ressonância (p) reduziu em 27%, tornando o valor de (k_∞) com queima consideravelmente menor. O gráfico representa que será necessário menor diluição de boro no modelo com tório, diferente do observado no original de urânio. A propriedade com número médio de nêutrons emitidos por nêutron térmico absorvido no combustível é 11% menor com a presença de tório. Por esse motivo o tório possui maior captura de nêutrons e gerar novos, portanto

possui alta razão de conversão. Devido à maior seção de choque de absorção fruto da característica do combustível de ^{232}Th , ele produz mais material físsil.

Parâmetro	SBU	Nuscale	Dif
V_m/V_f físsil	3,20	2,06	55%
V_m/V_f fértil	2,00	-	-
potência (Mwth)	4,32	4,32	0%
Enriquecimento	20w/o	4,33	-
U-235 consumo (kg/THM)	10,38018	12,81637	-19%
U-233 produção (kg/THM)	4,70304	0,00000	-
η	1,59513	1,79839	-11%
f	0,93939	0,92606	1%
p	0,46669	0,64084	-27%
ϵ	1,57435	1,27112	24%
k_∞	1,10039	1,34568	-18%

Tabela 4.7: Comparação do elemento combustível convencional e o seed-blanket.

O material combustível $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$ é depletado mais lentamente quando comparado com o padrão de UO_2 e a transformação ocorre mais lentamente quando comparado ao convencional. Conseqüentemente, é esperado uma menor quantidade de actínídeos devido à massa do ^{232}Th ser menor que a do ^{238}U . Como podemos observar na figura 4.7, a razão de conversão aumenta à medida que a queima ocorre, fato verificado pela substituição do material fértil em ^{239}Pu . A razão de conversão do elemento proposto é maior quando comparada à configuração padrão. A razão de conversão do SBU, em vermelho, é de 0,70 enquanto a do combustível padrão, em azul, é de 0,34. Isso verifica-se o dobro e se estende até o final da queima. Devido à troca do UO_2 para o combustível $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$, houve um aumento na conversão quase duas vezes superior ao elemento UO_2 .

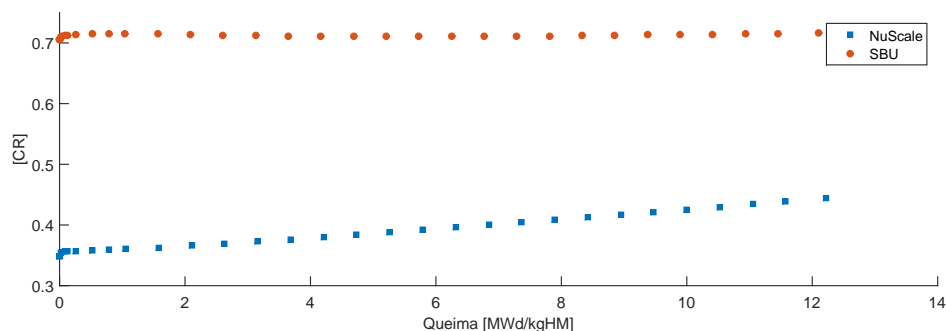


Figura 4.7: Comparação da razão de conversão dos elementos combustíveis

Em reatores LWR, a geração de nêutrons atrasados tende a cair com o tempo

conforme a queima do combustível avança. Uma propriedade responsável pelo controle cinético dos reatores é a fração de nêutrons atrasados. Neste caso, a fração de nêutrons atrasados é calculada usando constantes de tempo ponderadas adjuntas à técnica de perturbação. O fator (β_{eff}) no elemento com (U, Th)O₂, em vermelho, conforme o gráfico referenciado, apresentou 0,00689. O parâmetro é comparado ao padrão, em azul, que resultou em 0,00686 ao longo da queima de 12 MWd/kgHM. A configuração do elemento SBU apresenta a fração de nêutrons atrasados levemente superior em 0,3% que o combustível de dióxido de urânio. À medida que a queima avança, a fração de nêutrons atrasados cai até um mínimo no final do ciclo, em ambos os casos. Isso ocorre porque, conforme o ²³⁵U é depletado e substituído pelo ²³⁹Pu, o isótopo físsil primário tende a diminuir a fração de nêutrons atrasados. Isso se deve ao fato de que o ²³⁹Pu possui menor fração de nêutrons atrasados levados a uma fissão do que o ²³⁵U.

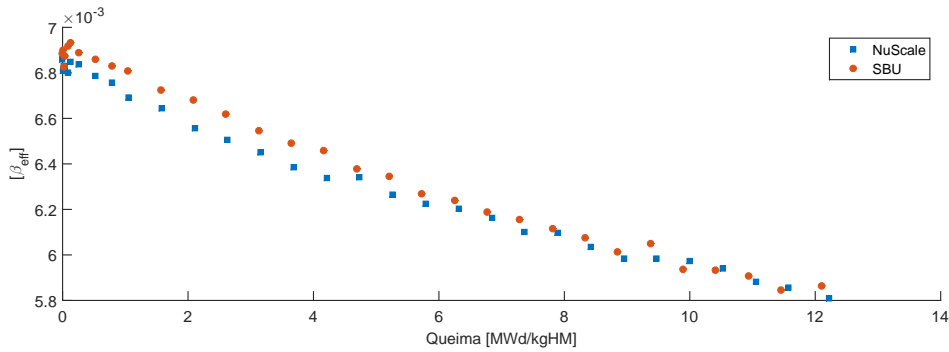


Figura 4.8: Comparação da fração do nêutrons atrasados elementos combustíveis

Em reatores PWR, é importante destacar que o tempo de geração de nêutrons prontos tende a aumentar com a queima do combustível. Essa mudança pode ser atribuída à mudança isotópica do combustível nuclear. Um exemplo interessante é o elemento SBU, que apresentou um comportamento mais uniforme em relação ao tempo de geração de nêutrons prontos ao longo da queima e também diminuiu com a queima. No entanto, esse comportamento não foi observado no combustível com dióxido de urânio. Ainda mais, o valor de $12\mu s$ do elemento proposto foi 20% inferior ao padrão de $15\mu s$ em ambos no início do ciclo. Essa diferença pode ser explicada pelo fato de que o tempo de geração de nêutrons prontos por ajustes ponderados, através das características dos combustíveis. O tempo médio entre absorção de nêutron subsequente emissão de outro nêutron na fissão. Essa diferença é devido a seção de choque o ²³²Th para captura ser maior que a do ²³⁸U, ou seja, os nêutrons tem maior probabilidade de serem absorvidos.

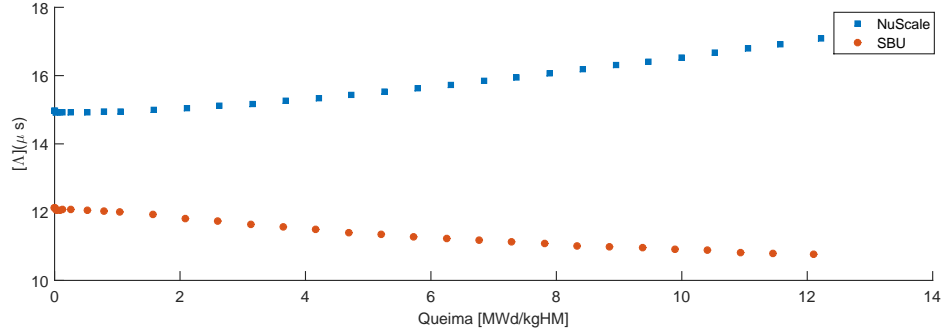


Figura 4.9: Comparação do tempo de geração de nêutrons prontos

As diferenças entre os elementos podem ser observadas no consumo de ^{235}U e na produção de ^{233}U , conforme apresentado na tabela 4.7. Os parâmetros discutidos, incluindo o fator de multiplicação infinito, a fração de nêutrons atrasados, a razão de conversão e o tempo de geração de nêutrons prontos no início e no fim de ciclo até a queima de 12 MWd/kgHM, são verificados na tabela 4.8. É importante destacar que quanto maior a presença de nêutrons atrasados no combustível, maior a margem de reatividade disponível ajustes de potência. Ademais, o fator de utilização térmica (f) indica que o combustível (U, Th) possui uma maior quantidade de nêutrons absorvidos no combustível nuclear em relação ao número de nêutrons físséis no material, mas também representou menor probabilidade de escape de ressonância (p). Isso implica em uma menor necessidade de inserção de barras de controle ou diluição de boro no moderador para controlar a reatividade do núcleo. Além disso, o uso de absorvedores queimáveis pode ser uma opção para melhorar o controle passivo da reatividade.

Parâmetro	Ciclo	NuScale	SBU
CR	BOC	$0,34832 \pm 0,00023$	$0,705561 \pm 0,00022$
CR	EOC	$0,44368 \pm 0,00024$	$0,716012 \pm 0,00023$
K_{∞}	BOC	$1,42404 \pm 0,00008$	$1,10094 \pm 0,00010$
K_{∞}	EOC	$1,21275 \pm 0,00011$	$1,04721 \pm 0,00011$
β_{eff}	BOC	$0,00686 \pm 0,00009$	$0,00688 \pm 0,00009$
β_{eff}	EOC	$0,00581 \pm 0,00012$	$0,00586 \pm 0,00010$
Λ	BOC	$14,97823 \mu s$	$12,1272 \mu s$
Λ	EOC	$17,09041 \mu s$	$10,7646 \mu s$

Tabela 4.8: Comparação dos parâmetros neutrônicos dos elementos.

Houve um aumento na segurança do coeficiente de reatividade da temperatura, devido à redução da fração de água no volume moderador e, conseqüentemente, do hidrogênio disponível para moderação. Como resultado, essa redução teve um impacto significativo na reatividade do núcleo. No final, o efeito total foi negativo em relação à variação do (k_{eff}) sobre a variação da temperatura do moderador. Isso

ocorre porque o efeito principal foi uma diminuição da moderação à medida que a temperatura aumentava, que tende a aumentar o coeficiente de reatividade.

De acordo com a tabela 4.9, o elemento combustível padrão apresentou uma variação do MTC na faixa de temperatura de 410°K à 593°K de -7 à -28 pcm/°K para a máxima temperatura do moderador. No entanto, no elemento combustível (U, Th)O₂, essa variação foi significativamente maior, ou seja ainda mais negativo, indo de -20 à -65 pcm/°K. Isso significa que o coeficiente de reatividade do elemento SBU apresentou quase o triplo do coeficiente de reatividade do EC padrão. Para controlar a reatividade, será necessário uma menor inserção de boro. Esse efeito era esperado devido ao fato de que o ²³²Th produzir ²³³U, que possui propriedades neutrônicas com maior taxa de absorção de nêutrons comparado ao ²³⁸U. Como também, é importante notar na tabela a incerteza de medição associada ao MMC. Em resumo, a redução da fração de água no volume moderador teve um impacto significativo na reatividade do núcleo e medidas adicionais, como a inserção de boro, podem ser necessárias para controlar ainda mais o núcleo.

T_{comb} °K	T_{mod} °K	NuScale pcm/°K α_{mtc}	SBU pcm/°K α_{mtc}
700	494-505	-7,39 ± 0,11	-20,35 ± 0,35
700	505-516	-10,80 ± 0,13	-27,23 ± 0,27
700	516-527	-12,28 ± 0,13	-33,35 ± 0,06
700	527-538	-13,69 ± 0,15	-31,75 ± 0,14
700	538-549	-15,47 ± 0,03	-35,16 ± 0,30
700	549-560	-15,90 ± 0,32	-43,39 ± 0,12
700	560-571	-20,36 ± 0,16	-47,70 ± 0,18
700	571-582	-23,06 ± 0,29	-54,73 ± 0,23
700	582-593	-28,81 ± 0,29	-65,99 ± 0,05

Tabela 4.9: Comparação do coeficiente de temperatura do moderador no início de ciclo.

Conforme a tabela 4.10, é possível comparar o valor FTC pcm/°K na faixa de temperatura de 700-1800 °K. Para o elemento combustível convencional, esse valor varia de -1.48 a -0.92 pcm/°K, com uma incerteza associada à medição do método. Em comparação, no elemento combustível de óxidos mistos de urânio-tório, o coeficiente varia de -4.58 à -2.12 pcm/°K para a mesma faixa de temperatura. Significou que será necessário uma menor quantidade de boro para controlar cineticamente o elemento seed-blanket. Na configuração padrão, cerca de um terço da coeficiente de reatividade para atingir a segurança em relação à mudança de temperatura. O seed-blanket resultou em um coeficiente de reatividade do combustível maior em

valor absoluto resultando em uma maior segurança intrínseca. Esse aumento pode ser atribuído ao fato de que a integral de ressonância do tório é maior que a do urânio, aumentando assim a captura de nêutrons com a temperatura.

$T_{combustvel}$ °K	$T_{moderador}$ °K	NuScale pcm/ °K α_{ftc}	SBU pcm/ °K α_{ftc}
531	700-800	-1,48 ± 0,01	-4,58 ± 0,01
531	800-900	-1,25 ± 0,01	-4,29 ± 0,01
531	900-1000	-1,52 ± 0,02	-4,11 ± 0,01
531	1000-1100	-1,12 ± 0,02	-3,46 ± 0,02
531	1100-1200	-1,25 ± 0,01	-3,42 ± 0,02
531	1200-1300	-1,35 ± 0,02	-3,35 ± 0,00
531	1300-1400	-0,92 ± 0,02	-3,20 ± 0,00
531	1400-1500	-1,09 ± 0,01	-2,73 ± 0,02
531	1500-1600	-1,23 ± 0,01	-2,93 ± 0,02
531	1600-1700	-1,03 ± 0,01	-2,62 ± 0,01
531	1700-1800	-0,92 ± 0,01	-2,12 ± 0,02

Tabela 4.10: Comparação dos resultados do coeficiente de temperatura do combustível no início de ciclo.

A temperatura do combustível reage imediatamente às mudanças no fluxo de calor, determinando a primeira resposta do reator a mudanças de temperatura do combustível. Por essa razão, o coeficiente de temperatura do combustível é extremamente importante no que diz respeito à segurança para a NRC. De fato, a comissão regulatória não licenciará um reator a menos que seja negativo em toda a faixa de temperatura de operação. Isso garante que não haja realimentação de reatividade em qualquer temperatura.

Houve um ganho de segurança para o elemento proposto coeficiente de reatividade de temperatura do combustível e moderador, para o elemento proposto. Ocorreu devido à redução do volume de água no volume do moderador pelo seed, o que resultou em uma redução do hidrogênio disponível para moderação. Como resultado, essa redução teve um impacto significativo na reatividade do núcleo. De acordo com a tabelas, é possível notar que o elemento SBU apresentou um aumento de segurança três vezes maior, com relação coeficiente de reatividade do combustível e moderador. No entanto, esse aumento ainda está dentro das margens de segurança, sendo negativo em todo o intervalo térmico. Em comparação, a configuração convencional apresentou um menor coeficiente de temperatura do combustível e moderador, assim será necessário menos boro para a resposta por reatividade no núcleo.

4.4 Análise de Segurança Termohidráulica

Os resultados da análise termohidráulica referente à seção 3.7 mostram que vários fatores, incluindo a densidade do combustível, o fluxo de nêutrons e o tipo e formato do combustível, afetam a taxa de reação de fissão. Com base nessa taxa de reação de fissão, é possível determinar os resultados da densidade de potência. Para realizar essa análise, foi desenvolvido um código no MATLAB, versão 2022. Esse código recebe as saídas do resultado do cálculo da taxa de reação de fissão proveniente do Serpent e inclui os parâmetros de projeto do elemento combustível. O programa mensura a taxa de reação de fissão por meio de detectores nas varetas do elemento combustível e, após o processamento dos resultados, envia-os para calcular a densidade de potência no comprimento axial das varetas.

O módulo térmico e hidráulico do código é capaz de calcular a temperatura nas regiões mais quentes da vareta combustível e o DNB. Para validar a confiabilidade dos resultados, é importante compará-los com os valores apresentados na tabela 4.11. De acordo com essa comparação, a diferença entre a modelagem e a referência foi de 1% a 6% de erro, o que é um valor aceitável para um modelo mais conservador. O modelo apresentado pelo autor inclui o reator completo, enquanto o modelo simplificado calcula apenas o elemento combustível. Como podemos observar na tabela 4.11, a diferença entre o modelo de referência e o de validação foi de 40°K, o que é aceitável para um modelo simplificado.

Propriedades	[unid]	referência[79]	Resultado	error
vazão mássica	[kg/s]	587	587	-
temp.do fluido entrada	[°K]	531,2610	531,2610	-
temp.do fluido saída	[°K]	587,7060	587,7060	-
pressão entrada	[MPa]	128,439	128,439	-
pressão saída	[MPa]	128,277	128,277	-
temp.centro do combustível	[°K]	1188	1148	-5%
temp.superfície do combustível	[°K]	897	856	-6%
temp.interna no revestimento	[°K]	615	659	5%
temp.externa no revestimento	[°K]	606	619	2%
MDNB	[-]	9,24	9,13	-1%

Tabela 4.11: Tabela de validação da modelo de cálculo termo-hidráulica.

Em consoante com a tabela 4.12, é possível observar a diferença na densidade de potência entre o elemento combustível padrão de UO_2 e o elemento combustível com a mistura de óxidos de (U, Th). No Início de ciclo (BOC), a densidade de potência do elemento combustível (U, Th) O_2 é de 107 W/cm, enquanto a do elemento

combustível padrão de dióxido de urânio é de 130 W/cm. Isso representou uma redução de 17% na densidade de potência do elemento combustível seed-blanket. É importante salientar que o resultado da densidade de potência resultante do NuScale padrão é de 128 W/cm, enquanto o modelo do Serpent forneceu o valor de 130 W/cm, com um erro relativo de 2%. Não só, à medida que ocorre a queima do combustível e se aproxima o Fim de ciclo (EOC), a quantidade de material físsil diminui mais na linha de centro da vareta no comprimento axial e se uniformiza, deixando o comportamento com menor excentricidade.

	NuScale W/cm	SBU W/cm	Diferença %
BOC	130,26	107,54	-17%
EOC	103,26	81,46	-21%

Tabela 4.12: Comparação das densidades de potência.

Como a figura 4.10 demonstra, é possível observar que o fluxo de calor do elemento combustível SBU um fluxo de calor levemente maior que o elemento padrão de dióxido de urânio, com valores de $0,58 \text{ MW/m}^2$ e $0,52 \text{ MW/m}^2$, respectivamente. No início de ciclo do seed-blanket, houve uma aumento de 11% até o final de ciclo reduziu 31%. Enquanto o elemento NuScale apresentou uma queda de 24% até o final de ciclo. Isto significa que, à medida que a queima ocorre, a mesma diferença entre os elementos é observada no início e no fim de ciclo. Como resultado, há uma maior propensão em aumentar a degradação por fadiga térmica e parte da margem de segurança será reduzida e ficará limitada. Explicado pela diferença no aumento da densidade de potência do reator.

Outro módulo do código é capaz de mensurar a queda de pressão no elemento combustível em termos hidráulicos. Os resultados dessa análise são apresentados nas figuras 4.12 e 4.13, que mostram a comparação entre os dois elementos combustíveis. Como podemos observar, o elemento NuScale apresentou uma queda de pressão de 20kPa ao longo do comprimento axial de 243 cm. Já o elemento combustível SBU apresentou uma queda de pressão de 21kPa, um valor semelhante ao do elemento padrão. Isso ocorre porque a queda de pressão está condicionada às características geométricas do elemento combustível. Como o elemento SBU apresenta características dimensionais semelhantes ao elemento padrão, é natural esperar um comportamento semelhante em relação à pressão. No entanto, diferenças podem ocorrer devido ao passo e ao diâmetro serem diferentes entre os elementos. É impor-

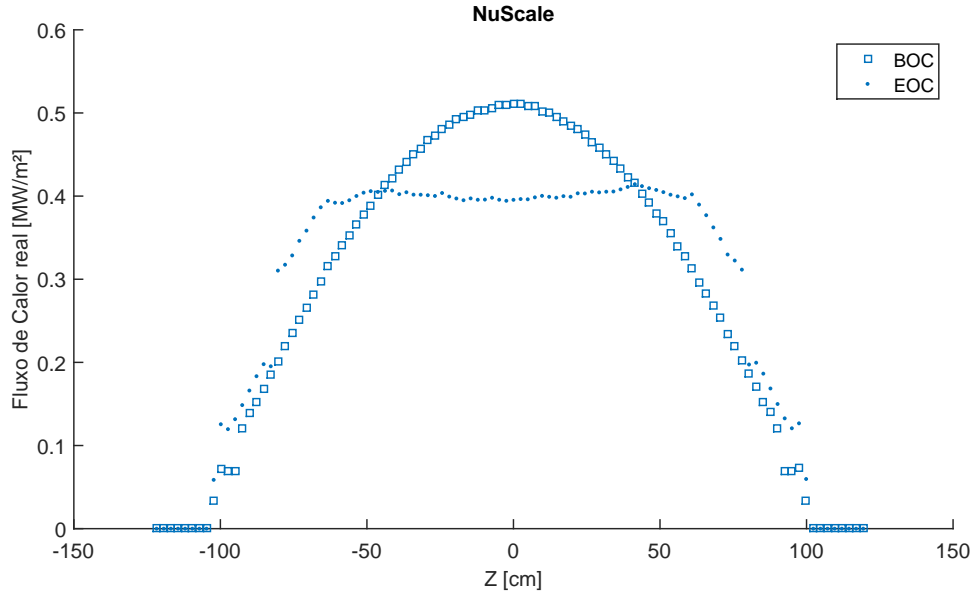


Figura 4.10: O fluxo de calor do elemento NuScale.

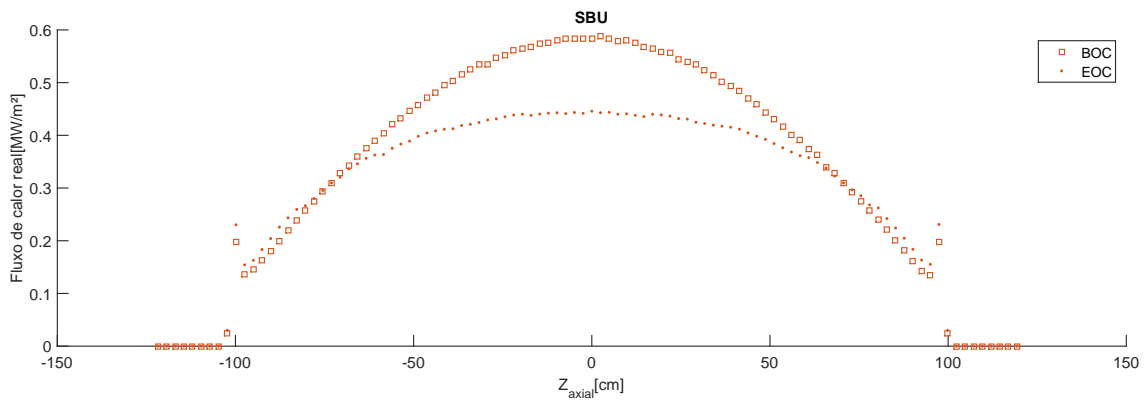


Figura 4.11: O fluxo de calor do elemento Seed-Blanket .

tante notar que a maioria dos reatores PWR mantém a queda de pressão abaixo de 100 kPa, o que é considerado um limite aceitável. Em resumo, o código MATLAB é capaz de mensurar a queda de pressão no elemento combustível e os resultados mostram diferenças entre os elementos combustíveis estudados.

O mesmo código que mensura a queda de pressão no elemento combustível também é capaz de mensurar o título ao longo do canal quente. Essa é uma variável importante para evitar situações bifásicas do fluido ao longo do comprimento axial. O título mensura a fração de vapor presente ao longo da vareta combustível e, em ambos os casos estudados, a variação não excedeu 35% da proporção de vapor presente. Para o elemento combustível padrão de dióxido de urânio, a figura 4.14 mostra

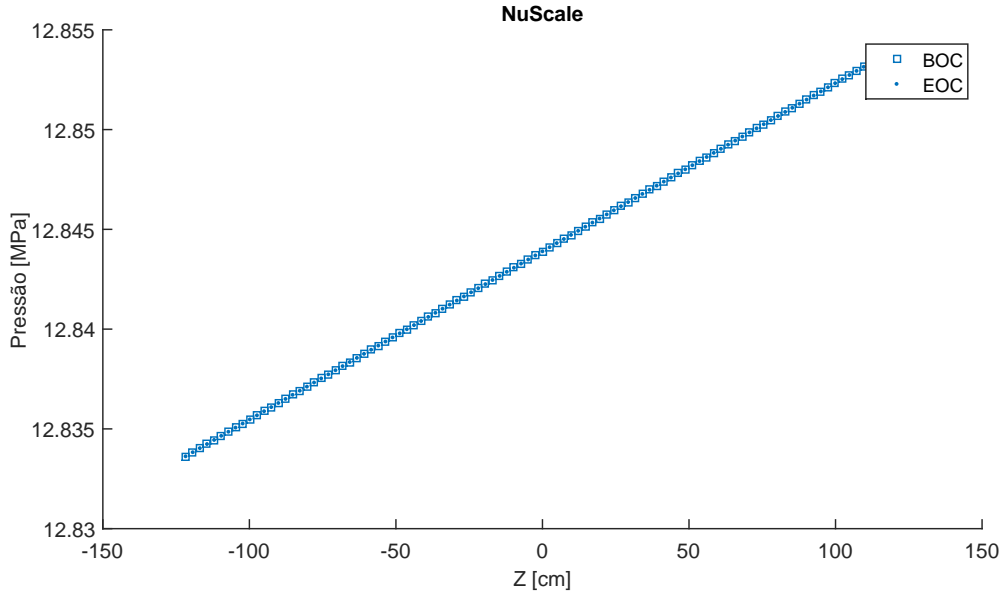


Figura 4.12: Queda de pressão do elemento combustível NuScale

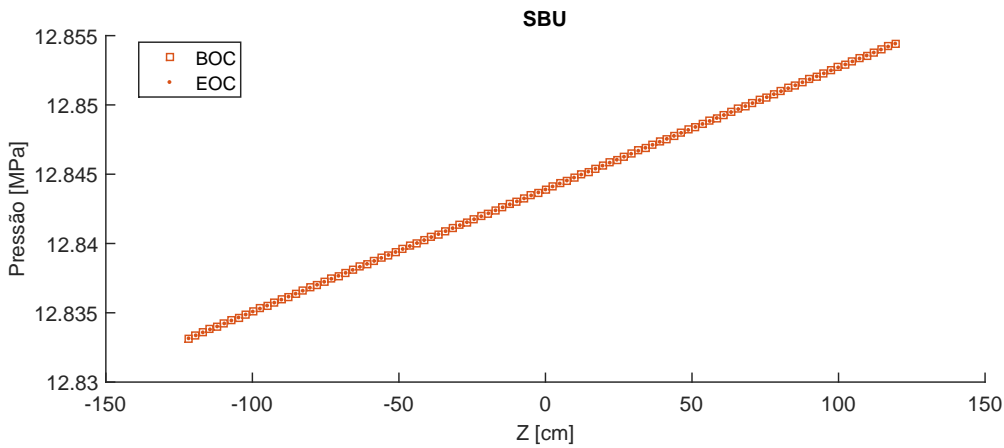


Figura 4.13: Queda de pressão dos elementos combustíveis seed-blanket

que, no início de ciclo do NuScale, o título variou de 0,324 até 0,349. Em contrapartida, o elemento seed-blanket apresentou uma variação de 0,328 até 0,349, com uma maior variação de 2% ao longo do comprimento. Tal resultado ocorreu devido a redução na densidade de potência no elemento com (U, Th), que resultou em um fluxo de calor levemente maior ao longo do canal quente e, conseqüentemente, em uma maior vaporização de água ao longo do comprimento axial. Na figura 4.15, é possível observar que o título no elemento proposto variou similarmente ao NuScale.

As propriedades termodinâmicas de um fluido podem ser avaliadas por meio da adição de calor a pressão constante. Isso fornece informações sobre a entalpia ao longo do canal quente. Quando há um acréscimo no fluxo de calor, a energia do

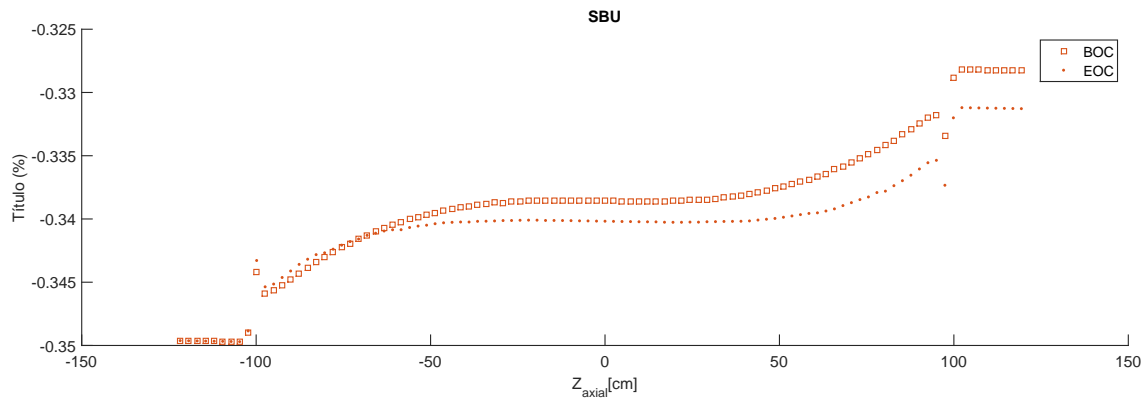


Figura 4.14: Comparação do comportamento do título do elemento NuScale

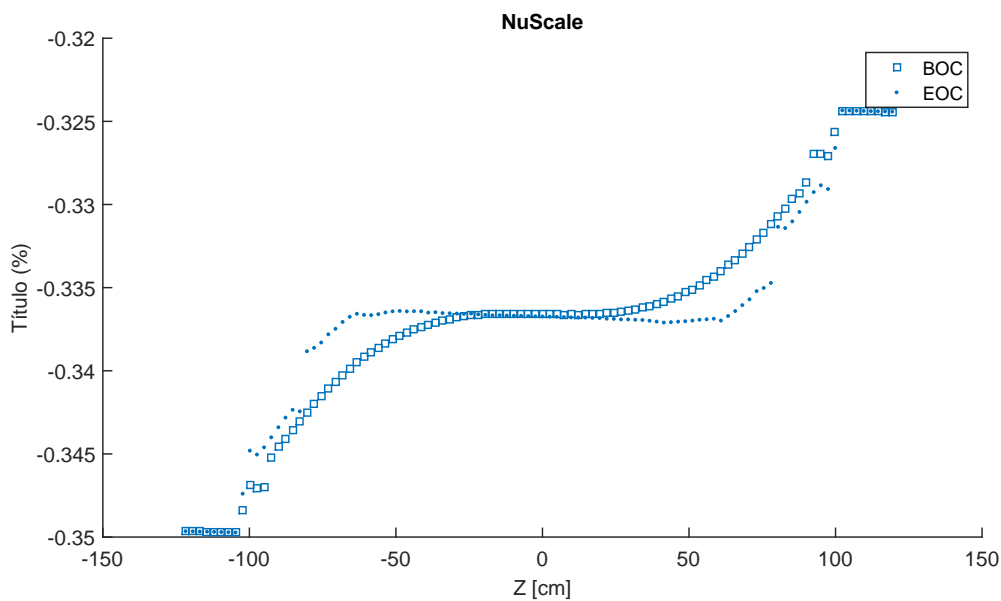


Figura 4.15: Comparação do comportamento do título dos elementos combustíveis

sistema aumenta. Como demonstra a figura 4.16, é possível observar que o elemento de referência apresenta uma entalpia de 30kJ/kg. Já o elemento SBU apresenta uma entalpia de 26kJ/kg ao longo do comprimento axial, conforme mostrado na figura 4.17. Isso representou uma redução de 14% em relação ao elemento de referência, que está em linha com a observação do fluxo de calor ao longo do canal quente.

O programa do MATLAB é capaz de calcular a partida de ebulição nucleada (DNB) ao longo do canal quente usando as três propriedades termodinâmicas mencionadas anteriormente. Os resultados dessa análise podem ser observados no gráfico 4.18, que mostra que os elementos combustíveis estão dentro da margem estabelecida pela correlação de W3, conforme apresentado na tabela 3.2. As mesmas condições

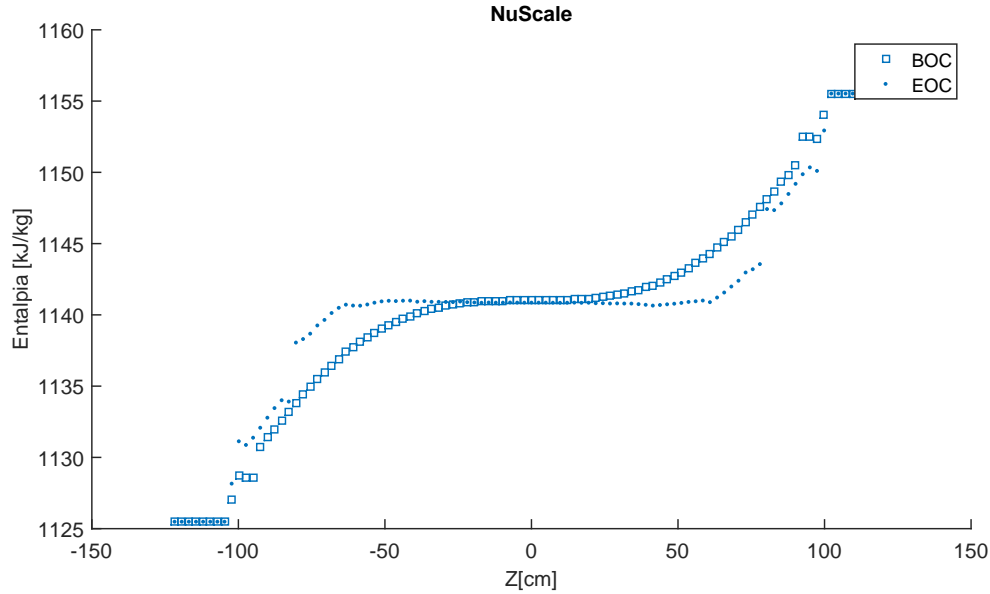


Figura 4.16: Comparação da entalpia dos elementos combustíveis nuscale.

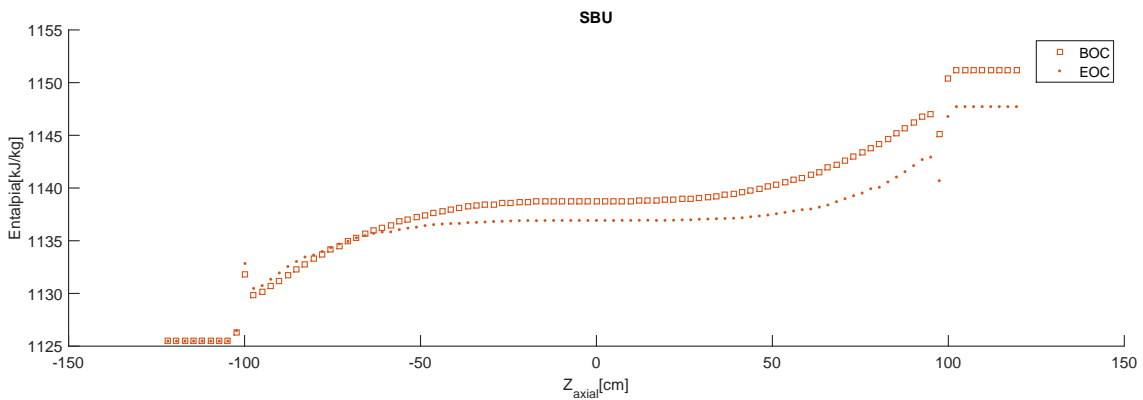


Figura 4.17: Comparação da entalpia dos elementos combustíveis SBU.

de fluxo de massa e pressão são empregadas para ambos os elementos combustíveis, havendo apenas pequenas distinções na geometria. É importante realizar uma análise crítica para garantir que a ebulição nucleada esteja dentro dos limites aceitáveis. A figura 4.18, a partida de ebulição nucleada varia de 9,13 até 11,26, do início até o final de ciclo. No entanto, o mínimo de ebulição nucleada observado no seed-blanket foi de 8,47 até 11,21 para o elemento SBU no início de ciclo, conforme mostrado na figura 4.19. A diferença observada foi 7% devido as características dimensionais únicas do elemento proposto.

À medida que a queima do combustível se processa, a partida de ebulição nucleada (DNB) aumenta para ambos os casos devido à redução da densidade de po-

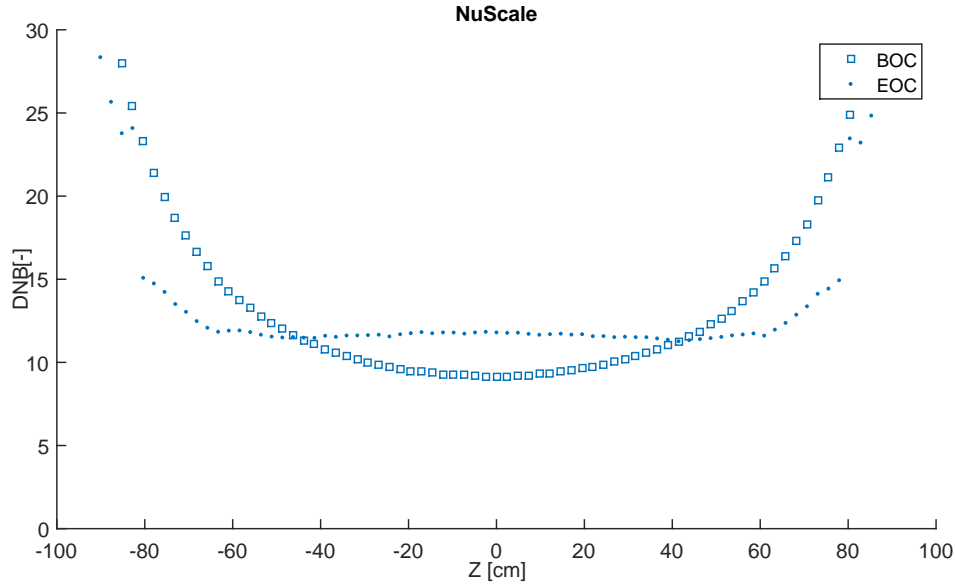


Figura 4.18: Comparação dos elementos combustíveis da ebulição nucleada.

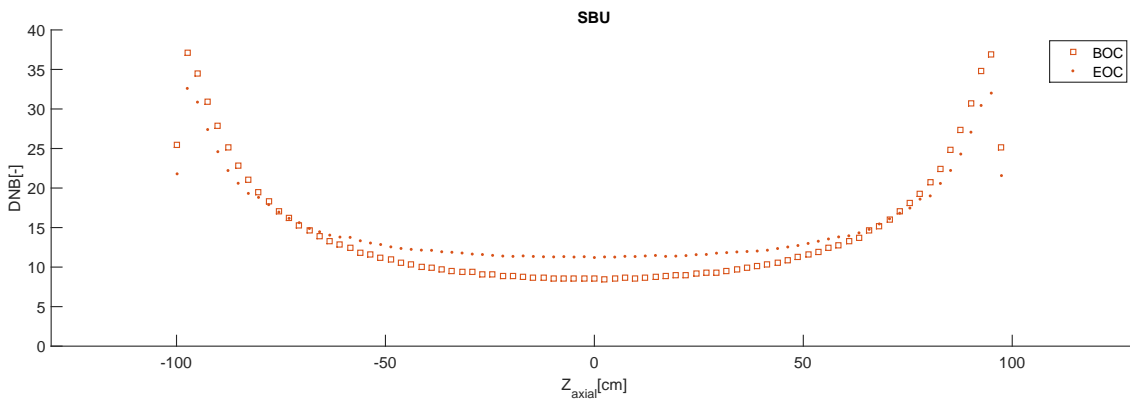


Figura 4.19: Comparação dos elementos combustíveis da ebulição nucleada.

tência que ocorre pela queima. Isso significa que a queima do combustível aumenta a condição de segurança do reator. Segundo [17], os valores de MDNB ainda são considerados seguros, pois operam acima do valor máximo para condição de projeto de MDNB 2,19, e são capazes de suportar transientes. Como também, outras formas de controle de segurança podem ser implementadas para aumentar ainda mais a segurança do reator.

É importante avaliar a temperatura nas regiões da vareta combustível para garantir a confiabilidade e evitar que os materiais atinjam o limite térmico. A temperatura máxima no SBU foi de 1168 °K, enquanto no outro caso foi de 1133 K, uma diferença de 35°K. Isso é resultado do aumento do fluxo de calor local máximo na linha central E e também da dimensão menor da vareta do SBU. Embora a temperatura do combustível tenha aumentado, ela ainda está dentro do limite para

combustível de UO_2 . Não apenas, a temperatura está abaixo da faixa de $1300\text{ }^\circ\text{K}$ para a maioria os combustíveis MOX, como exposto por [79].

A temperatura na superfície das varetas no SBU é de 927°K no início do BOC, enquanto no padrão é de 841°K . Outra região importante é o revestimento, que serve como primeira barreira de contenção em caso de acidentes. As temperaturas máximas no revestimento do SBU foram de 720°K e 667°K , ambas dentro dos limites térmicos do material. O limite máximo de temperatura para o revestimento é de 1200°K para o zircaloy M5, acima do qual ele perde suas características de resistência mecânica, como mencionado por [80].

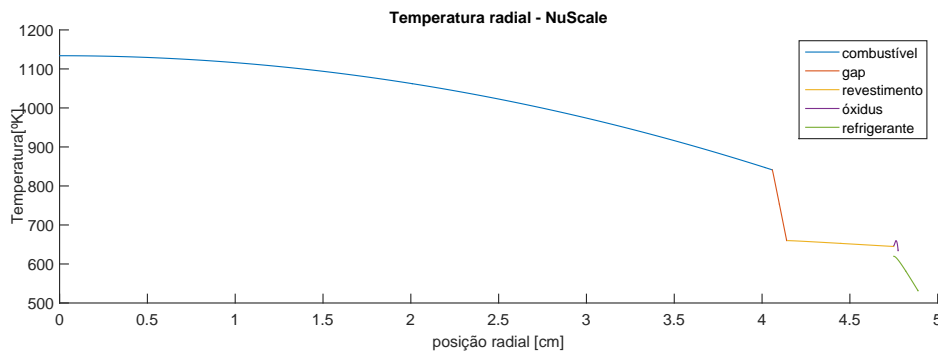


Figura 4.20: Temperatura radial do NuScale no início de ciclo.

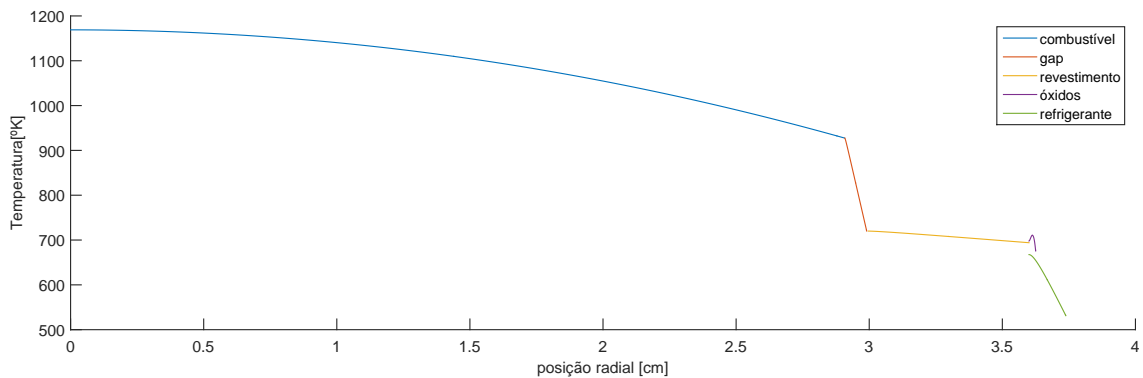


Figura 4.21: Temperatura radial do SBU no início de ciclo.

A comparação das variáveis do elemento combustível com a mistura de dióxidos de urânio e outro com SBU é apresentada na tabela 4.13. O modelo respeitou os limites térmicos dos materiais e apresenta uma comparação de ambos no início e fim de ciclo. A temperatura máxima do combustível encontrada foi um pouco menor do que a relatada para o padrão NuScale. O motivo deve ao uso de um modelo mais conservador de análise de subcanal. Para o modelo Seed-Blanket, obteve-se também um valor menor de temperatura máxima.

Propriedades	[unid]	BOC	EOC	BOC	EOC
		NuScale	NuScale	SBU	SBU
vazão mássica	[kg/s]	587	587	587	587
temp.do fluido entrada	[°K]	531,26	531,26	531,26	531,26
temp.do fluido saída	[°K]	587,70	587,70	587,70	587,70
pressão entrada	[MPa]	128,53	128,43	128,544	128,54
pressão saída	[MPa]	128,33	128,27	128,332	128,33
título entrada	[%]	34,97	34,97	34,96	34,969
título saída	[%]	32,43	32,43	32,81	33,119
entalpia entrada	[kJ/kg]	1155,50	1155,52	1151,15	1147,72
entalpia saída	[kJ/kg]	1125,48	1125,48	1125,48	1125,48
temp.centro do combustível	[°K]	1133	1019	1168	972
temp.superfície do combustível	[°K]	841	782	927	789
temp.interna no revestimento	[°K]	646	625	720	632
temp.externa no revestimento	[°K]	619	602	667	598
MDNB	[-]	9,13	11,26	8,47	11,21

Tabela 4.13: Tabela comparativa resultados termo-hidráulica.

4.5 Produção de Rejeitos

A medida que o combustível é queimado em um ciclo de operação de 24 meses, o material físsil é substituído pelo plutônio e resulta na produção de rejeitos associados à queima. O plutônio físsil e outros actínídeos menores dos produtos de fissão são acumulados no combustível, que é carregado no núcleo do reator durante todo o ciclo operacional. Os principais isótopos do plutônio, como ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu , tiveram uma redução de metade da quantidade total de rejeitos, variando de -73% até -52%. A tabela 4.14 representa as principais diferenças percentuais entre as duas configurações. A quantidade total em massa do SBU é 28% maior e foi capaz de produzir menos rejeitos de alta toxicidade. Os isótopos de ^{239}Pu tiveram uma redução de 44%, enquanto os isótopos de ^{240}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu tiveram reduções de 70%, 60% e 73%, respectivamente.

	[unid.]	EOC	EOC	Dif.
		NuScale	SBU	
Massa	[kg]	244,36290	314,29510	+28%
TRU	[kg/THM]	6,18967	3,44144	-44%
Pu ₂₃₈	[kg/THM]	0,01045	0,00790	-24%
Pu ₂₃₉	[kg/THM]	3,30811	1,59513	-52%
Pu ₂₄₀	[kg/THM]	0,55799	0,16896	-70%
Pu ₂₄₁	[kg/THM]	0,24246	0,09783	-60%
Pu ₂₄₂	[kg/THM]	0,02506	0,00680	-73%

Tabela 4.14: Comparação dos isotopos de plutônio nos elementos combustíveis.

A diferença entre o elemento $(U, Th)O_2$ e o padrão foi de 44%. A quantidade de TRU foi de 3,44 kg/THM, em comparação com 6,18 kg/THM respectivamente. O gráfico 4.22 mostra a produção de plutônio ao longo do período de queima. É possível notar que a configuração do elemento combustível SBU produziu menos ^{239}Pu do que o padrão do NuScale, o dióxido de urânio, com 3,31 kg/THM. Houve uma redução de 1,59 kg/THM no período de queima acumulada de 12 MWd/kgHM. Segundo a figura 4.23, houve uma diferença de 70% para o ^{240}Pu , com 0,55 kg/THM para o combustível padrão e 0,16 kg/THM para o combustível de dióxido de tório e urânio. A figura 4.24 mostra que houve uma redução de 70% para o ^{241}Pu , com uma diminuição de 0,24 kg/THM do combustível padrão para 0,09 kg/THM para o combustível de $(U, Th)O_2$. Já a figura 4.25 mostra uma redução de 66% para o ^{242}Pu , com um valor de 0,025 kg/THM do combustível padrão e 0,006 kg/THM para o $(U, Th)O_2$.

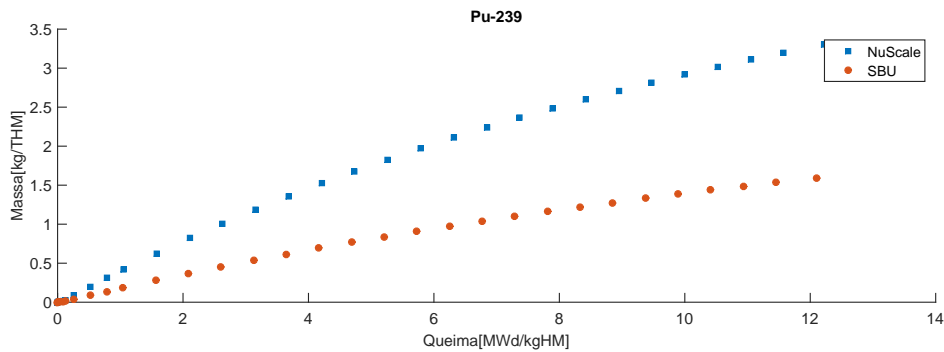


Figura 4.22: Comparação do ^{239}Pu elementos combustíveis TRU.

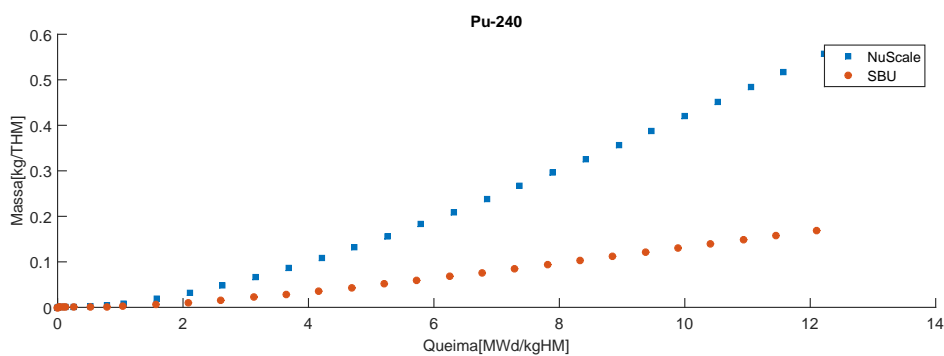


Figura 4.23: Comparação do ^{240}Pu elementos combustíveis TRU.

O elemento seed-blanket queimou 19% menos ^{235}U e 60% menos ^{238}U , comparado ao elemento combustível convencional. Como mostrado na tabela 4.15, a seção de

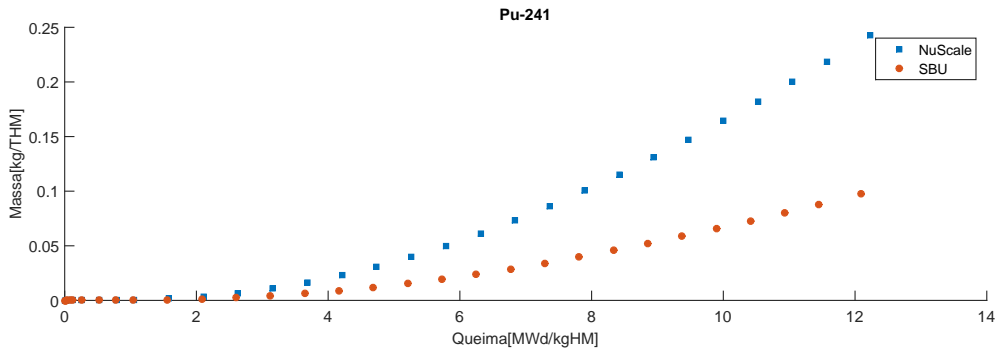


Figura 4.24: Comparação do ^{241}Pu e elementos combustíveis TRU.

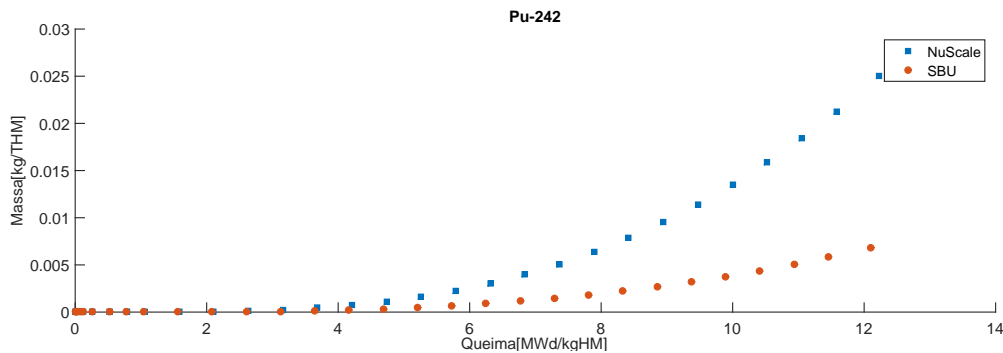


Figura 4.25: Comparação do ^{242}Pu e elementos combustíveis TRU.

choque de captura do ^{233}U é metade da do ^{235}U e 6 vezes menor que a do ^{239}Pu , o que tende a produzir menos plutônio. A seção de choque de fissão do ^{233}U é similar à do ^{235}U . O número de nêutrons emitidos (ν) por fissão do ^{233}U é levemente maior que o padrão nuclear ^{233}U . Assim a queima do elemento seed-blanket tende a ser menor que a do UO_2 . A razão de captura pela fissão (α) do ^{233}U é menor que a do ^{235}U , o que implica em menor probabilidade de captura dos nêutrons.

A tabela 4.15 mostra que o elemento combustível padrão de UO_2 produziu 2,29kg/THM de ^{236}U , no modelo SBU 2,20kg/THM. Houve uma redução de 4% na produção de ^{236}U em comparação com o combustível de dióxido de urânio. O modelo seed-blanket produziu cerca de 4,70kg/THM de ^{233}U , enquanto o padrão NuScale foi mínima da ordem 10^{-7} , também podemos observar o menor consumo ^{238}U . Os demais isótopos como ^{232}U apresentaram uma produção abaixo de 0,005kg/THM. O ^{234}U o combustível UO_2 foi 0,001kg/THM, enquanto para 0,19kg/THM do elemento seed-blanket. Ainda sobre a configuração proposta, verificou uma produção dos isótopos ^{232}U e o ^{238}Pu potencial torna difícil o manuseio e transporte por terem menor potencial explosivo por causa dos nêutrons de fissão espontânea do ^{240}Pu e ^{242}Pu . A configuração SBU produziu 0,2 kg/THM de ^{234}U e ^{233}U , enquanto a produção desses isótopos no padrão NuScale foi irrisória. A configuração seed-blanket

consumiu valor ^{232}Th 6,38kg/THM próximo ao UO_2 6,53kg/THM do ^{238}U .

Isotopo	[unid.]	EOC	EOC	Dif
		NuScale	SBU	
U_{232}	[kg/THM]	0,00000	0,00583	-
U_{233}	[kg/THM]	0,00000	4,70304	-
U_{234}	[kg/THM]	0,00097	0,19996	-
U_{235}	[kg/THM]	-12,81637	-10,38018	-19%
U_{236}	[kg/THM]	2,29979	2,20514	-4%
U_{238}	[kg/THM]	-6,53656	-2,61798	-60%
Th_{232}	[kg/THM]	0,00000	-6,38300	-
Th_{233}	[kg/THM]	0,00000	0,00019	-

Tabela 4.15: Comparação dos isotopos nos elementos combustíveis no fim de ciclo.

A tabela 4.16, o elemento combustível convencional apresentou 56% a mais de rejeitos radioativos de alta toxicidade em comparação com o elemento combustível com $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$. Os valores dos isótopos isolados foram próximos no final do ciclo de operação. A principal diferença entre as configurações foi a diferença significativa na quantidade de plutônio, enquanto não houve diferenças relevantes nos demais isótopos. A tabela mostra que houve um redução de 1% até 37% na quantidade de ^{132}Xe , ^{134}Xe e ^{131}Xe no SBU em comparação com o elemento padrão. A variação da concentração de xenônio desempenha um papel fundamental, pois o ^{135}Xe tem uma ação importante que lidera a reatividade transiente a perturbações que impedem o ciclo de operação no reator. O ^{135}Xe no seed-blanket foi 14% maior que o elemento padrão de dióxido de urânio. Outro ponto importante foram as reduções dos isotopos de Cádmi e do Boro tais elementos são altamente absorvedoras de nêutrons. Além disto, o ^{155}Gd houve um aumento de 54%. O gadolínio reduz a compensação da reatividade, pois é consumido a medida que as fissões ocorrem. O gadolínio, xenônio e o samário são produtos de fissão com grande seções de choque tendem a reatividade a reduzir o excesso de reatividade no núcleo.

A tabela 4.17, representa os demais rejeitos de alta toxicidade presente em ambas as configurações. Os demais rejeitos de alta toxicidade são muito radioativos e geram muito calor. Necessitam de blindagem especial no transporte e manuseio do rejeito. Somente ele representa a maior parte radioatividade total produzida no processo nuclear e o contato que pode ocasionar riscos a saúde de indivíduos expostos. A tabela têm alguns dos principais isotopos e mostra uma redução significativa do elemento seed-blanket em relação ao combustível de UO_2 que variam de -16% até ao máximo de -67%. Principalmente quantidade total de produção de actinídeos

Isotopós	[unid.]	EOC		Dif
		NuScale	SBU	
Sm ₁₄₇	[kg/THM]	0,02963	0,02250	-24%
Sm ₁₄₉	[kg/THM]	0,00227	0,00408	80%
Sm ₁₅₀	[kg/THM]	0,09446	0,06703	-29%
Sm ₁₅₁	[kg/THM]	0,00876	0,01100	26%
Sm ₁₅₂	[kg/THM]	0,04510	0,02658	-41%
Xe ₁₂₈	[kg/THM]	0,00026	0,00028	8%
Xe ₁₃₀	[kg/THM]	0,00060	0,00038	-37%
Xe ₁₃₁	[kg/THM]	0,18920	0,14571	-23%
Xe ₁₃₂	[kg/THM]	0,34293	0,26497	-23%
Xe ₁₃₃	[kg/THM]	0,00527	0,00401	-24%
Xe ₁₃₆	[kg/THM]	0,74495	0,50062	-33%
Xe ₁₃₄	[kg/THM]	0,56935	0,43512	-24%
Xe ₁₃₅	[kg/THM]	0,00017	0,00020	14%
Cd ₁₁₀	[kg/THM]	0,00177	0,00081	-54%
Cd ₁₁₁	[kg/THM]	0,00404	0,00212	-48%
Cd ₁₁₂	[kg/THM]	0,00258	0,00160	-38%
Cd ₁₁₃	[kg/THM]	53,00000	53,00000	0%
Cd ₁₁₄	[kg/THM]	0,00379	0,00262	-31%
B ₁₁	[kg/THM]	0,00157	0,00093	-40%
Gd ₁₅₅	[kg/THM]	0,00002	0,00004	54%

Tabela 4.16: Comparação dos rejeitos nos elementos combustíveis no fim de ciclo

menores de vida longa como Np₂₃₇ -16%, Am₂₄₁ -59% ,Am₂₄₂ -67% e por fim Am₂₄₃ -67%. Portanto o modelo proposto é mais favorável ao meio ambiente por produzir menos rejeitos de longa vida.

Isotopos	[unid.]	EOC NuScale	EOC SBU	Dif.
Pa ₂₃₁	[kg/THM]	0,00000	0,02666	-
Pa ₂₃₂	[kg/THM]	0,00000	0,00003	-
Pa ₂₃₃	[kg/THM]	0,00000	0,33628	-
Pa ₂₃₄	[kg/THM]	0,00000	0,00002	-
Np ₂₃₇	[kg/THM]	0,09622	0,08110	-16%
Am ₂₄₁	[kg/THM]	0,00592	0,00244	-59%
Am ₂₄₂	[kg/THM]	0,00001	0,00000	-67%
Am ₂₄₃	[kg/THM]	0,00177	0,00059	-67%
Mo ₉₉	[kg/THM]	0,00186	0,00140	-25%
Tc ₉₉	[kg/THM]	0,31403	0,23711	-24%
Ru ₁₀₁	[kg/THM]	0,28847	0,20931	-27%
Rh ₁₀₃	[kg/THM]	0,16452	0,11018	-33%
Ag ₁₀₉	[kg/THM]	0,01329	0,00526	-60%
Cs ₁₃₇	[kg/THM]	0,45750	0,34856	-24%
Nd ₁₄₃	[kg/THM]	0,38767	0,32406	-16%
Nd ₁₄₅	[kg/THM]	0,28726	0,22694	-21%
Eu ₁₅₃	[kg/THM]	0,02710	0,01790	-34%
Ba ₁₃₃	[kg/THM]	0,00000	0,00000	-6%

Tabela 4.17: Tabela de comparação entre os elementos combustíveis de alta toxicidade

Capítulo 5

Conclusão

Portanto neste trabalho, apresentamos uma proposta de conversão do reator PRM com urânio enriquecido para utilizar uma mistura de $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$, denominada SBU. Demonstramos que o elemento proposto seed-blanket é mais sustentável do que o elemento homogêneo de dióxido de urânio. No entanto, houve um aumento significativo no fluxo de calor. A vareta combustível da região de seed apresenta uma temperatura maior do que a do blanket, mas em ambos os casos as temperaturas não excedem os limites de engenharia dos materiais ThO_2 (2115°K) e UO_2 (1648°K).

Dessa maneira o elemento seed-blanket obteve propriedades neutrônicas superiores. O elemento de dióxido de urânio foi 1,42 enquanto o combustível de urânio-tório foi 1,10. A produção de nêutrons no NuScale em cada geração é maior e a reatividade em cada etapa foi significativamente superior. Em contrapartida, comparando com o combustível seed-blanket, a reatividade é inferior cerca de 69% menor e a queima até 12 MWd/kgHM é equivalente aos 697 dias. A redução no fator de multiplicação do elemento padrão é maior devido à maior seção de choque de absorção pelo ^{232}Th e à mudança no espectro de energia dos nêutrons emitidos pelo combustível. Para o reator seed-blanket, o fator de utilização térmica aumentou em 1% e o fator de fissão rápida aumentou em 24%. A razão de conversão do elemento proposto é maior quando comparada à configuração padrão. A razão de conversão do SBU é de 0,70 enquanto a do combustível padrão é de 0,34. Verifica-se o dobro e se estende até o final da queima. Devido à troca do UO_2 para o combustível $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$, houve um aumento na conversão quase duas vezes superior ao elemento UO_2 , o que implicará em menor produção de rejeitos ao longo do ciclo de queima.

Portanto, da ótica do coeficiente de reatividade o elemento combustível padrão

apresentou uma variação do Coeficiente de Temperatura do Moderador (MTC) na faixa de temperatura de 410°K à 593°K de -7 à -28 pcm/°K para a máxima temperatura do moderador. No entanto, no elemento combustível (U, Th)O₂, essa variação foi significativamente maior, indo de -20 à -65 pcm/°K. Isso significa que o coeficiente de reatividade do elemento SBU apresentou quase o triplo do coeficiente de reatividade do padrão. Para controlar a reatividade, será necessário uma menor inserção de boro. A redução da fração de água no volume moderador teve um impacto significativo na reatividade do núcleo e medidas adicionais podem ser necessárias para controlar ainda mais o núcleo. Para o elemento combustível convencional, o valor do Coeficiente de Temperatura do Combustível (FTC) na faixa de temperatura de 700-1800 °K varia de -1.48 a -0.92 pcm/°K. Em comparação, no elemento combustível de óxidos mistos de urânio-tório, o coeficiente varia de -4.58 à -2.12 pcm/°K para a mesma faixa de temperatura. Isso significa que será necessário uma menor quantidade de boro para controlar cineticamente o elemento seed-blanket. Na configuração padrão, cerca de um terço da coeficiente de reatividade para atingir a segurança em relação à mudança de temperatura.

Nesse sentido do ponto de vista de cinética de reatores a fração de nêutrons atrasados no elemento com (U, Th)O₂ apresentou 0,00689. O parâmetro é comparado ao padrão, que resultou em 0,00686 ao longo da queima de 12 MWd/kgHM. A configuração do elemento SBU apresenta a fração de nêutrons atrasados levemente superior em 0,3% que o combustível de dióxido de urânio, o que acarretará maior margem para manobras de potência. À medida que a queima avança, a fração de nêutrons atrasados cai até um mínimo no final do ciclo, em ambos os casos. Isso ocorre porque ao longo da queima reduzimos a quantidade de ²³⁵U e temos a produção de ²³³U e ²³⁹Pu que possuem uma fração de nêutrons atrasados menor que do ²³⁵U. O elemento SBU apresentou um comportamento mais uniforme em relação ao tempo de geração de nêutrons prontos ao longo da queima e também diminuiu com a queima. Além disso, o valor de 12μs do elemento proposto foi 20% inferior ao padrão de 15μs em ambos no início do ciclo.

Em suma a temperatura máxima no SBU foi de 1168°K, enquanto no outro caso foi de 1133°K, uma diferença de 3%. Isso é resultado do aumento do fluxo de calor local máximo na linha central e devido as menores dimensões do seed. Embora a temperatura do combustível tenha aumentado, ela ainda está dentro do limite para combustível na faixa de . As temperaturas máximas no revestimento do SBU foram de 769°K e 720°K, ambas dentro dos limites térmicos do material. A temperatura na superfície das varetas no SBU é de 927°K no início do BOC, enquanto no padrão é de

841°K. As temperaturas máximas no revestimento do SBU foram de 789°K e 621°K, ambas dentro dos limites térmicos do material, zircaloy-M5. O revestimento têm um limite de temperatura de 1200°K. Acima disso, ele perderá suas propriedades mecânicas e atingirá o ponto de ruptura.

Por tudo isso, a análise termo-hidráulica mostrou propriedades hidráulicas similares entre os modelos, incluindo entalpia, título e queda de pressão. A principal distinção foi a diferença na entalpia, que foi superior no modelo proposto e teve o mesmo efeito no título. As propriedades termodinâmicas de um fluido podem ser avaliadas por meio da adição de calor a pressão constante. Isso fornece informações sobre a entalpia ao longo do canal quente. O elemento de referência apresenta uma entalpia de 30kJ/kg. Já o elemento SBU apresenta uma entalpia de 26kJ/kg ao longo do comprimento axial. Por essa razão representou um redução de 13% em relação ao elemento de referência, o que está em linha com a observação do fluxo de calor ao longo do canal quente.

Conseqüentemente o elemento NuScale apresentou uma queda de pressão de 20kPa ao longo do comprimento axial. Já o elemento combustível SBU apresentou uma queda de pressão de 21kPa, um valor semelhante ao do elemento padrão. Isso ocorre porque a queda de pressão está condicionada às características geométricas do elemento combustível. Como o elemento SBU apresenta características dimensionais semelhantes ao padrão, é natural esperar um comportamento semelhante em relação à pressão. O título mensura a fração de vapor presente ao longo da vareta combustível e, em ambos os casos estudados, a variação não excedeu 35% da proporção de vapor presente. Para o elemento combustível padrão de dióxido de urânio, no início de ciclo do NuScale, o título variou de 0,324 até 0,349. Em contrapartida, o elemento seed-blanket apresentou uma variação de 0,305 até 0,349. Isso ocorreu devido ao acréscimo na densidade de potência no elemento com (U, Th), que resultou em um maior fluxo de calor ao longo do canal quente e em uma maior vaporização de água ao longo do comprimento axial.

Desse modo, o fluxo de calor do elemento combustível SBU é o próximo do elemento padrão de dióxido de urânio. No início de ciclo do NuScale, houve uma redução de -14% até o final de ciclo, enquanto o elemento seed-blanket apresentou a mesma queda até o final de ciclo. Que significará uma mesma possibilidade de degradação por fadiga térmica e apresentou a margem de segurança será reduzida e ficará limitada. Muito explicado pela diferença no aumento da densidade de potência do reator. A densidade de potência é 17% menor no SBU em comparação com a

configuração padrão, o que não exigirá um novo projeto para atender especificações do reator. Comparativamente, a densidade de potência é próxima à dos reatores convencionais.

Conclui-se a partida de ebulição no elemento proposto apresentou um valor de 8,47 que foi 7% menor do que o padrão de 9,13. Apesar da redução do DNB na configuração do modelo proposto, este ainda se encontra dentro dos limites de engenharia de reatores conforme as referências. No entanto, será necessário realizar um estudo mais aprofundado para determinar se o dispositivo de convecção natural será suficiente para operar de forma segura, devido a diferença na geometria poderá surgir vibração hidráulica. Apesar desta configuração não incluir Gd_2O_3 , este pode ser usado para estender o ciclo e aumentar o controle da reação e oferecer mais segurança e confiabilidade.

Diante disso, a configuração do elemento SBU produziu menos ^{239}Pu do que o padrão do NuScale, a redução acumulada de queima acumulada foi 52% ao longo da queima 12 MWd/kgHM. Houve uma diferença de 70% para o ^{240}Pu e uma redução de 60% para o ^{241}Pu e 73% para o ^{242}Pu . Isso mostra que o combustível de (U, Th)O₂ é vantajoso em relação ao combustível padrão, mais favorável ao ambiente por produzir menos rejeitos.

Embora esta seja apenas a primeira observação do estudo do elemento combustível seed-blanket, é necessária uma avaliação completa do núcleo. No entanto, os resultados indicam que haverá uma redução na produção de plutônio com maior uso dos recursos. Em conclusão, o estudo indica um reator, que aliará as características PRM com as vantagens do combustível de Tório. Por fim, torna-se uma excelente tecnologia para ser implementada com abundância em reservas de Tório como Brasil e Índia.

Capítulo 6

Sugestão para trabalhos futuros.

- Completar análise para um núcleo e incluir as barras de controle para um reator SBU com conceito proposto.
- Melhorar o código termo-hidráulico para qualquer geometria de um reator seed-blanket de composto (U, Th).
- Realizar um estudo com perda de refrigerante para certificar os efeitos no elemento combustível pelo programa termo-hidráulico apresentado.
- Analisar um código completo de um reator para o cálculo da densidade de potência tridimensional no MATLAB.
- Realizar um estudo completo do gerenciamento de resíduos.
- Aplicar um algoritmo de Otimização Multiobjetivo no MATLAB capaz de criar uma geometria de elemento combustível CRC aliar características de mínimos resíduos, com o mínimo de consumo de combustível.
- Fazer um estudo das condições de controle de reatividade de um reator SBU com conceito apresentado.
- Um estudo de um algoritmo para um reator seed-blanket completo a partir do algoritmo de otimização Otimização por enxame de partículas (PSO) com diferentes proporções de seed UO_2 e blanket.

Referências Bibliográficas

- [1] Our World in Data. “What are the safest and cleanest sources of energy? - Our World in Data”. 2020. Disponível em: <<https://ourworldindata.org/safest-sources-of-energy>>.
- [2] WNA. “Uranium Markets”. 2021. Disponível em: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/uranium-markets.aspx?utm_source=pocket_mylist>.
- [3] STEFANI, G. *Sobre a viabilidade de conversão de um reator avançado PWR com núcleo de UO₂ para (Th,U)O₃*. Tese de Doutorado, UNIVERSIDADE FEDERAL DO ABC, 2017.
- [4] USGS. “Summaries Mineral Commodity and others”. 2021.
- [5] BARTHEL, F., TULSIDAS, H. “Thorium: Geology, Occurrence, Deposits and Resources”, pp. 195–200, 08 2019.
- [6] OECD Nuclear Energy Agency. “Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems”. nov 2014. Disponível em: <<https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf>>.
- [7] ARIS. “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020”. 2020.
- [8] NuScale. “NuScale Design Description_revised 14May2013 (for ARIS 7.2013)”. 2013. Disponível em: <<https://aris.iaea.org/PDF/NuScale.pdf>>.
- [9] TODOSOW, M., GALPERIN, A., HERRING, S., et al. “Use of thorium in light water reactors”, *Nuclear technology*, v. 151, n. 2, pp. 168–176, 2005.

- [10] FOAD, B., MANSOUR, H., AZIZ, M. “Neutronic and burn-up calculations of heterogeneous Thorium/Uranium fuel in pressurized water reactors”, *Kerntechnik*, v. 75, pp. 271–276, 09 2010. doi: 10.3139/124.110092.
- [11] SADEGH-NOEDOOST, A., FAGHIHI, F., FAKHRAEI, A., et al. “Investigations of the fresh-core cycle-length and the average fuel depletion analysis of the NuScale core”, *Annals of Nuclear Energy*, v. 136, pp. 106995, 2020. ISSN: 0306-4549. doi: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.106995>. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454919304979>>.
- [12] World Nuclear Association. “Economics of Nuclear Power”. 2021. Disponível em: <<https://world-nuclear.org/information-library/economic-aspects/economics-of-nuclear-power.aspx>>.
- [13] LAMARSH, J., BARATTA, A. *Introduction to Nuclear Engineering*. Addison-Wesley series in nuclear science and engineering. Prentice Hall, 2001. ISBN: 9780201824988.
- [14] JENDL-4.0. “JENDL-4.0”. 05 2021. Disponível em: <<https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html>>.
- [15] BLACK, G. A., AYDOGAN, F., KOERNER, C. L. “Economic viability of light water small modular nuclear reactors: General methodology and vendor data”, *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, v. 103, pp. 248–258, 2019.
- [16] INGERSOLL, D. T., CARELLI, M. D. *Handbook of small modular nuclear reactors*. Woodhead Publishing, 2020.
- [17] TODREAS, N. E., KAZIMI, M. S. *Nuclear systems volume I: Thermal hydraulic fundamentals*. CRC press, 2021.
- [18] NuScale Power LLC. “Part 02 - Final Safety Analysis Report (Rev. 5) - Part 02 - Tier 02 - Chapter 04 - Reactor - Sections 04.01 - 04.06”. July 2020. Disponível em: <<https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A492.pdf>>.
- [19] COZZI, L., GOULD, T., BOUCKART, S., et al. “World Energy Outlook 2020”, *vol*, v. 2050, pp. 1–461, 2020.
- [20] Department of Energy. “3 Reasons Why Nuclear is Clean and Sustainable”. 2020. Disponível em: <<https://www.energy.gov/ne/articles/>>

3-reasons-why-nuclear-clean-and-sustainable>.

- [21] NEI. “Emissions Avoided by U.S. Nuclear Industry”. 2021. Disponível em: <<https://www.nei.org/resources/statistics/old/emissions-avoided-by-us-nuclear-industry>>.
- [22] World Nuclear Association. “Uranium Supplies: Supply of Uranium - World Nuclear Association”. 2021. Disponível em: <<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/supply-of-uranium.aspx>>.
- [23] EPE. “Balanço Energético Nacional 2019 - Relatório Síntese 2019”. 2019.
- [24] EIA. “Where greenhouse gases come from - U.S. Energy Information Administration (EIA)”. 2020. Disponível em: <<https://www.eia.gov/energyexplained/energy-and-the-environment/where-greenhouse-gases-come-from.php>>. 03-26-2020.
- [25] NEI. “Decommissioning Nuclear Power Plants”. 2022. Disponível em: <<https://www.nei.org/resources/fact-sheets/decommissioning-nuclear-power-plants>>.
- [26] GALPERIN, A., REICHERT, P., RADKOWSKY, A. “Thorium fuel for light water reactors reducing proliferation potential of nuclear power fuel cycle”, *Science & Global Security*, v. 6, n. 3, pp. 265–290, 1997.
- [27] KASTEN, P. R. “Review of the Radkowsky thorium reactor concept”, *Science & Global Security*, v. 7, n. 3, pp. 237–269, 1998.
- [28] RADKOWSKY, A. “The seed-blanket core concept”, *Nuclear science and engineering*, v. 90, n. 4, pp. 381–387, 1985.
- [29] RADKOWSKY, A., GALPERIN, A. “The nonproliferative light water thorium reactor: a new approach to light water reactor core technology”, *Nuclear Technology*, v. 124, n. 3, pp. 215–222, 1998.
- [30] RADKOWSKY, A., SHAYER, Z. “The high gain light water breeder reactor with a uranium-plutonium cycle”, *Nuclear Technology*, v. 80, n. 2, pp. 190–215, 1988.
- [31] GALPERIN, A., TODOSOW, M. “Thorium based fuel designed to reduce the proliferation potential and waste disposal requirements of light water

- reactors”. In: *Workshop on Advanced Reactors With Innovative Fuels. Chester, UK*, pp. 22–24, 2001.
- [32] AKBARI, R., MAIORINO, J. R., D’AURIA, F., et al. “Conversion of Small Modular Reactors Fuel to Use Mixed (U, Th)O₂ Fuel”. In: *12th International Conference of the Croatian Nuclear Society*, v. 1, pp. 1–12. Croatian Nuclear Society, 2018.
- [33] DE STEFANI, G. L., MOREIRA, J. M. L., MAIORINO, J. R., et al. “Detailed neutronic calculations of the AP1000 reactor core with the Serpent code”, *Progress in Nuclear Energy*, v. 116, pp. 95–107, 2019.
- [34] ASSOCIATION, W. N. “Radioactive Wastes - Myths and Realities : World Nuclear Association - World Nuclear Association”. 2021. Disponível em: <<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/radioactive-wastes-myths-and-realities.aspx>>.
- [35] ABADIE, P.-M. “National Inventory of Radioactive Materials and Waste 2019: the essentials, Catalogue of families, 2018 synthesis report, geographical inventory”, 2018.
- [36] BOND, W. *The thorex process*. 1990.
- [37] MAIORINO, J. R., MOREIRA, J. M. L., LARANJO, S., et al. “Thorium as a new primary source of nuclear energy”. In: *IX Congresso Brasileiro de Planejamento Energético (CBPE), SBPE, Florianópolis, Brasil*, 2014.
- [38] MAIORINO, J. R., CARLUCCIO, T. “A Review of Thorium Utilization as an option for Advanced Fuel Cycle-Potential Option for Brazil in the Future”, 2004.
- [39] INGERSOLL, D. T. *Small modular reactors: Nuclear power fad or future?* Woodhead Publishing, 2015.
- [40] VUJIC, J., BERGMANN, R. M., VSKODA, R., et al. “Small modular reactors: Simpler, safer, cheaper?” *Energy*, v. 45, n. 1, pp. 288–295, 2012.
- [41] ROSNER, R., GOLDBERG, S. “Small Modular Reactors—Key to Future Nuclear Power Generation in the US”, *Energy policy institute at chicago, the university of chicago, chicago*, 2011.

- [42] COOPER, M. “Small modular reactors and the future of nuclear power in the United States”, *Energy Research Social Science*, v. 3, pp. 161–177, 2014. ISSN: 2214-6296. doi: <https://doi.org/10.1016/j.erss.2014.07.014>. Disponível em: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2214629614000929>.
- [43] BLACK, G., SHROPSHIRE, D., ARAÚJO, K. “Small modular reactor (SMR) adoption: Opportunities and challenges for emerging markets”. pp. 557–593, 01 2021. doi: 10.1016/b978-0-12-823916-2.00022-9.
- [44] ZHANG, Z., WU, Z., WANG, D., et al. “Current status and technical description of Chinese 2× 250 MWth HTR-PM demonstration plant”, *Nuclear Engineering and Design*, v. 239, n. 7, pp. 1212–1219, 2009.
- [45] KOSTIN, V., PANOV, Y. K., POLUNICHEV, V., et al. “Floating power-generating unit with a KLT-40S reactor system for desalinating sea water”, *Atomic Energy*, v. 102, n. 1, pp. 31–35, 2007.
- [46] Deutsche Welle. “Finland’s much-delayed nuclear plant launches DW 03/12/2022”. 2022. Disponível em: <https://www.dw.com/en/finlands-much-delayed-nuclear-plant-launches/a-61108015>.
- [47] American Nuclear Society. “Vogtle project update: Cost likely to top \$30 billion – ANS / Nuclear Newswire”. nov 2022. Disponível em: <https://www.ans.org/news/article-3949/vogtle-project-update-cost-likely-to-top-30-billion/#:~:text=The%20total%20bill%20for%20the,AP1000%20units%20was%20%2414%20billion>.
- [48] ANS. “Another delay, cost bump, for Flamanville-3 – ANS / Nuclear Newswire”. nov 2022. Disponível em: <https://www.ans.org/news/article-3573/another-delay-cost-bump-for-flamanville3/>.
- [49] UCHIMURA, K., YAMAJI, A. “Preliminary Core Design Study of Small Supercritical Fast Reactor with Single-Pass Cooling”, *Journal of Nuclear Engineering*, v. 1, n. 1, pp. 46–53, 2020. ISSN: 2673-4362. doi: 10.3390/jne1010004. Disponível em: <https://www.mdpi.com/2673-4362/1/1/4>.
- [50] GABBAR, H. A., ESTEVES, O. L. A. “Real-Time Simulation of a Small Modular Reactor in-the-Loop within Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems”, *Energies*, v. 15, n. 18, 2022. ISSN: 1996-1073. doi: 10.3390/

en15186588. Disponível em: <<https://www.mdpi.com/1996-1073/15/18/6588>>.

- [51] DI MAIO, F., BANI, L., ZIO, E. “The Contribution of Small Modular Reactors to the Resilience of Power Supply”, *Journal of Nuclear Engineering*, v. 3, n. 2, pp. 152–162, 2022. ISSN: 2673-4362. doi: 10.3390/jne3020009. Disponível em: <<https://www.mdpi.com/2673-4362/3/2/9>>.
- [52] STEWART, W., SHIRVAN, K. “Capital cost estimation for advanced nuclear power plants”, *Renewable and Sustainable Energy Reviews*, v. 155, pp. 111880, 2022. ISSN: 1364-0321. doi: <https://doi.org/10.1016/j.rser.2021.111880>. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1364032121011473>>.
- [53] NuScale LLC. “Cost Competitive Nuclear Technology - NuScale Power”. november 2022. Disponível em: <<https://www.nuscalepower.com/benefits/cost-competitive>>.
- [54] LLOYD, C. A., ROULSTONE, T., LYONS, R. E. “Transport, constructability, and economic advantages of SMR modularization”, *Progress in Nuclear Energy*, v. 134, pp. 103672, 2021. ISSN: 0149-1970. doi: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103672>. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0149197021000433>>.
- [55] KESSLER, G. “The development of nuclear energy in the world”. In: *Sustainable and Safe Nuclear Fission Energy*, Springer, pp. 1–13, 2012.
- [56] PEDRAZA, J. M., PEDRAZA, J. M. *Small Modular Reactors for Electricity Generation*. Springer, 2017.
- [57] TERASVIRTA, A., SYRI, S., HILTUNEN, P. “Small Nuclear Reactor Nordic District Heating Case Study”, *Energies*, v. 13, n. 15, pp. 3782, 2020.
- [58] SARKISOV, A. A., ANTIPOV, S. V., SMOLENTSEV, D. O., et al. “Safe development of nuclear power technologies in the Arctic: prospects and approaches”, *Nuclear Energy and Technology*, v. 4, pp. 235, 2018.
- [59] INGERSOLL, D., COLBERT, C., BROMM, R., et al. “NuScale energy supply for oil recovery and refining applications”, *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP 2014*, v. 3, pp. 2344–2351, 01 2014.

- [60] REYES, J. “Introduction to NuScale Design”, *NuScale Power Inc*, 2008.
- [61] LEPPANEN, J., OTHERS. “Development of a dynamic simulation mode in Serpent 2 Monte Carlo code”, *Proceedings of M&C*, pp. 5–9, 2013.
- [62] LEPPÄNEN, J., PUSA, M., VIITANEN, T., et al.
- [63] LUNG, M., GREMM, O. “Perspectives of the thorium fuel cycle”, *Nuclear Engineering and Design*, v. 180, n. 2, pp. 133–146, 1998. ISSN: 0029-5493. doi: [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(97\)00296-3](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(97)00296-3). Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549397002963>>.
- [64] BUSSE, M. M. A. *Optimization of thorium-based seed-blanket fuel cycles for nuclear power plants*. Tese de Doutorado, Massachusetts Institute of Technology, 2000.
- [65] KIM, M.-H., WOO, I.-T. “Once-through thorium fuel cycle options for the advanced PWR core”, *Proc. ANS Int. Top. Mtg. on Advances in Reactor Physics, Pittsburgh, PA, USA, XV. C*, v. 3, pp. 1–11, 2000.
- [66] GALPERIN, A., SHWAGERAUS, E., TODOSOW, M. “Assessment of homogeneous thorium/uranium fuel for pressurized water reactors”, *Nuclear Technology*, v. 138, n. 2, pp. 111–122, 2002.
- [67] BROMLEY, B. P., TODOSOW, M., ARONSON, A. L., et al. “Optimization studies for Seed-and-Blanket Unit (SBU) fuel assemblies in PWRs”. In: *Proc. PHYSOR*, v. 2004, p. 96103, 2004.
- [68] MURRAY, R. L. “Nuclear Energy: An Introduction to the Concepts”, *Systems, and Applications of Nuclear Processes: Sixth Edition*, Publisher Butterworth-Heinemann, 2009.
- [69] MAIORINO, J. R., STEFANI, G. L., DAURIA, F. S. “Utilization of Thorium in PWR Reactors-First Step toward a Th-U Fuel Cycles”. In: *Proceedings of the 26th International Conference Nuclear Energy for new Europe*, pp. 11–14, 2017.
- [70] OETTINGEN, M., SKOLIK, K. “Numerical design of the Seed-Blanket Unit for the thorium nuclear fuel cycle”. In: *E3S Web of Conferences*, v. 10, p. 00067. EDP Sciences, 2016.

- [71] GOMES, D. D. S., STEFANI, G. L. D., DE OLIVEIRA, F. B., et al. “Analysis of a pressurized power reactor using thorium mixed fuel under regular operation”, 2019.
- [72] SANTOS, T. A., STEFANI, G. L. “STC-MOX-TH: UM NOVO CÓDIGO TERMO-HIDRÁULICO PARA PESQUISA E ENSINO”, *Revista Internacional de Ciências*, v. 10, n. 2, pp. 3–22, 2020.
- [73] GALAHOM, A. A., MOHSEN, M. Y., AMRANI, N. “Explore the possible advantages of using thorium-based fuel in a pressurized water reactor (PWR) part 1: neutronic analysis”, *Nuclear Engineering and Technology*, v. 54, n. 1, pp. 1–10, 2022.
- [74] JERNIGAN, C. *CRITICAL HEAT FLUX MODEL IMPROVEMENT IN CTF FOR NATURAL CIRCULATION TYPE REACTORS*. Tese de Doutorado, The Pennsylvania State University, 2016.
- [75] AKBARI, M., REZAEI, S., KHOSHAHVAL, F. “KINETIC PARAMETERS CALCULATION DURING FIRST CYCLE OF THE WWER-1000 REACTOR CORE”, *CNL Nuclear Review*, v. 8, n. 1, pp. 63–70, 2019.
- [76] DUDERSTADT, J., HAMILTON, L. *Nuclear Reactor Analysis*. Wiley, 1976. ISBN: 9788126541218. Disponível em: <<https://books.google.com.br/books?id=xWvsswEACAAJ>>.
- [77] EL-WAKIL, M. *Nuclear Heat Transport*. International Textbook Company, 1971. ISBN: 9780700223091.
- [78] Magnus Holmgren. “X Steam, Thermodynamic properties of water and steam. - File Exchange - MATLAB Central”. april 2021. Disponível em: <<https://www.mathworks.com/matlabcentral/fileexchange/9817-x-steam-thermodynamic-properties-of-water-and-steam>>.
- [79] PHUNGKY, S., AGUNG, A., SIHANA. “Analysis of natural convection capability in NuScale primary cooling systems with mixture of uranium and plutonium (mixed oxide) fuel using RELAP5-3D”, *AIP Conference Proceedings*, v. 2223, n. 1, pp. 030002, 2020. doi: 10.1063/5.0000840.
- [80] A, K., K, T., B, H., et al. “Development of M5 Cladding Material Correlations in the TRANSURANUS Code: Revision 1”, , n. LC-NA-28366-EN-C (print),LC-NA-28366-EN-N (online), 2016. ISSN: 1018-5593 (print),1831-9424 (online). doi: 10.2789/332092(print),10.2789/320793(online).