



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

ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA E NEUTRÔNICA DE UM REATOR ADS

Welen Nunes de Lima

Belo Horizonte

2020

Welen Nunes de Lima

ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA E NEUTRÔNICA DE UM REATOR ADS

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

Área de Concentração: Engenharia Nuclear e da Energia

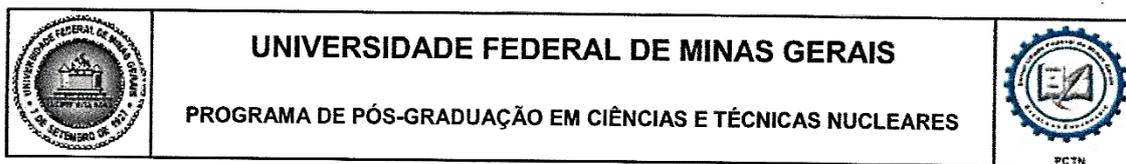
Orientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso

Co-orientadora: Antonella Lombardi Costa

Belo Horizonte

2020

L732a	<p>Lima, Welen Nunes de. Análise termo-hidráulica e neutrônica de um reator ADS [recurso eletrônico] / Welen Nunes de Lima. - 2020. 1 recurso online (58 f. : il., color.) : pdf.</p> <p>Orientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso. Coorientadora: Antonella Lombardi Costa.</p> <p>Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.</p> <p>Anexo: f. 56-58. Bibliografia: f. 51-55.</p> <p>Exigências do sistema: Adobe Acrobat Reader.</p> <p>1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Análise por ativação nuclear – Teses. 3. Análise térmica – Teses. I. Veloso, Maria Auxiliadora Fortini. II. Costa, Antonella Lombardi. III. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.</p> <p style="text-align: right;">CDU: 621.039(043)</p>
-------	---



FOLHA DE APROVAÇÃO

ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA E NEUTRÔNICA DE UM REATOR ADS

WELEN NUNES DE LIMA

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

Aprovada em 04 de novembro de 2020, pela banca constituída pelos membros:

Maria Auxiliadora Fortini Veloso

Profa. Maria Auxiliadora Fortini Veloso - Orientadora
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

Antonella Lombardi Costa

Profa. Antonella Lombardi Costa - Coorientadora
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

Patrícia Amélia de Lima Reis

Dra. Patrícia Amélia de Lima Reis
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

Clarysson Alberto Mello da Silva

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

Maritza Rodríguez Gual

Dra. Maritza Rodríguez Gual
Amazônia Azul Tecnologias de Defesa S.A

Belo Horizonte, 4 de novembro de 2020.

Dedico este trabalho ao meu filho Luca

AGRADECIMENTOS

Agradeço aos meus pais primeiramente, Weliton e Zandra por lutarem pela minha educação e graças a esse esforço eu pude me tornar o que sou. Ao meu namorado Guilherme e minha sogra Natália pelo apoio imprescindível. Aos meus irmãos Júnior e Witória pelo incentivo e reconhecimento dado a minha carreira acadêmica.

Aos funcionários e professores do departamento pelo suporte, orientação e ensino que foram compartilhados ao longo desses anos. Em especial, às Profa (s). Dra (s). Maria Auxiliadora Fortini e Antonella Lombardi Costa pela orientação e coorientação ao desenvolvimento deste trabalho, à Profa. Dra. Cláudia Pereira Bezerra Lima pela ajuda e apoio tão cruciais para finalização deste projeto. Aos membros da banca pelas sugestões tão importantes para este trabalho e principalmente à pesquisadora Patrícia Reis pela colaboração nos cálculos finais com o código WIMSD.

Aos meus queridos colegas do Departamento de Engenharia Nuclear pelo apoio e amizade, em especial aos meus amigos de curso Michel Cleberson Bernardo de Almeida, Mário Cerrogrande Ramos pela generosidade, profissionalismo e companhia.

Ao ICEx (Instituto de Ciências Exatas), pelo meu curso de graduação em Física que foi crucial para meu processo de aprendizagem e qualificação. À Universidade Federal de Minas Gerais por ter concedido essa oportunidade de educação de alta qualidade.

À CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), por todo suporte financeiro investido nesse projeto.

Agradecimentos à CAPES (Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior), ao CNPq (Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico) e à FAPEMIG (Fundação de Amparo à Pesquisa de Minas Gerais) pelo apoio direto e indireto.

RESUMO

No cenário atual de demanda por energia livre de emissão de CO₂ e na possível redução dos impactos gerados pelos combustíveis fósseis, os reatores nucleares surgem como uma alternativa para se obter energia elétrica através das reações de fissão nuclear. Para isso, é preciso desenvolver pesquisas em tecnologia de reatores nucleares mais eficientes que utilizem o combustível de forma mais eficaz e segura. Dentro desse contexto, um reator de pesquisa híbrido multifuncional para aplicações de alta tecnologia (MYRRHA) está sendo desenvolvido no Centro Belga de Pesquisa Nuclear (SCK-CEN), o qual consiste em um reator rápido projetado para operar tanto no modo crítico quanto no subcrítico (acoplado a um ADS). Com a finalidade de contribuir para o desenvolvimento dessas pesquisas em reatores rápidos, nesta dissertação, foi considerado o reator MYRRHA para o estudo de simulações termo-hidráulicas e neutrônicas, em regime estacionário, a partir dos códigos computacionais RELAP5-3D e WIMSD-5B respectivamente. Para isso, foram calculadas as constantes para dois grupos considerando uma célula equivalente para o núcleo inteiro; além disso foram feitos cálculos separados para os elementos combustível, refrigerante e refletor com o objetivo de obter as constantes de grupo para realizar uma simulação neutrônica no código NESTLE interno ao RELAP-3D. Entre os principais resultados da pesquisa são apresentadas os parâmetros gerados para dois grupos de energia no código WIMS e os valores do fator de multiplicação de nêutrons no código WIMSD e no código NESTLE. Os primeiros resultados demonstram que as modelagens no código WIMSD-5B são apropriadas para as simulações consideradas e poderão ser implementadas para realizar cálculos mais detalhados.

Palavras-chave: Análise Neutrônica, Análise Térmica, MOX, MYRRHA, LBE, RELAP5-3D, LMFBR, NESTLE.

ABSTRACT

In the current scenario of demand for energy free of CO₂ emissions and in the possible reduction of the impacts generated by fossil fuels, the nuclear reactors appear as an alternative to obtain electric energy through nuclear fission reactions. For that, it is necessary to develop research on more efficient nuclear reactor technology that uses fuel more efficiently and safely. Within this context, a hybrid multifunctional research reactor for high-tech applications (MYRRHA) is being developed at the Belgian Nuclear Research Center (SCK-CEN), which consists of a fast reactor designed to operate in both the critical and subcritical modes (coupled to an ADS). In order to contribute to the development of these researches in fast reactors, in this dissertation, the MYRRHA reactor was considered for the study of thermohydraulic and neutronic simulations, in steady state, from the computer codes RELAP5-3D and WIMSD-5B respectively and, from such results, simulate the nucleus in several configurations in the NESTLE neutron code, internal to RELAP5-3D, to obtain results such as relative power distribution and effective neutron multiplication factor. For this, constants were calculated for two groups considering an equivalent cell for the entire core; in addition, separate calculations were made for the fuel, coolant and reflector elements in order to obtain the group constants to perform a neutron simulation in the NESTLE code internal to RELAP-3D. Among the main results of the research are presented the parameters generated for two energy groups in the WIMSD code and the values of the neutron multiplication factor in the WIMSD code and in the NESTLE code. The first results demonstrate that the modeling in the WIMSD-5B code is appropriate for the considered simulations and can be implemented to perform more detailed calculations.

Keywords: Neutronic Analysis, Thermal Analysis, MOX, MYRRHA, LBE, RELAP5-3D, LMFBR, NESTLE.

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: Esquema de funcionamento de um ADS	3
Figura 2: Descrição esquemática da reação de spallation seguido de evaporação e/ou fissão.....	4
Figura 3: Esquema dos principais componentes do MYRRHA-FASTEF: Acelerador de partículas, material alvo e reator subcrítico.....	5
Figura 4: Principais objetivos do MYRRHA e os respectivos fluxos neutrônicos aplicados.	6
Figura 5: Design do núcleo MYRRHA-FASTEF para operação em modo crítico (100 MWth), 37 Canais Multi Função – CMF (Multi-Function Channel – MFC) para flexibilidade do reator.....	8
Figura 6: Design do elemento combustível, vista frontal, a ser utilizado no reator MYRRHA (medidas em mm).	9
Figura 7: Design do elemento combustível, vista superior, a esquerda e da vareta combustível, vista superior, à direita.	10
Figura 8: Seções de choque para espalhamento elástico (verde) para o ^{209}Bi e (azul) para o ^{208}Pb	12
Figura 9: Seções de choque para captura radioativa (verde) para o ^{209}Bi e (azul) para o ^{208}Pb	13
Figura 10: Modelo básico espacial representando células elementares, (1) Combustível, (2) Revestimento, (3) Refrigerante, (4) Moderador.	18
Figura 11: Divisão do núcleo para simulação de 15 canais TH.	22
Figura 12: Nodalização do núcleo para 15 canais TH no RELAP5-3D.....	23
Figura 13: Divisão radial representando a vareta combustível no RELAP5-3D como estrutura de calor.	24
Figura 14: Nodalização para o modelo de um canal térmico.	25
Figura 15: Distribuição do núcleo no modelo de 7 canais TH (esquerda). Modelagem correspondente (direita).....	26
Figura 16: Modelo da célula equivalente ao núcleo proposto no WIMSD-5B	27
Figura 17: Modelo do elemento combustível proposto no WIMSD-5B	29
Figura 18: Modelo do elemento refrigerante proposto no WIMSD-5B	30
Figura 19: Modelo do elemento refletor proposto no WIMSD-5B	31

Figura 20: À esquerda: o núcleo original; à direita: a simplificação para o modelo no código NESTLE (modelo de 7 anéis) com 3 composições.	35
Figura 21: Detalhe dos níveis axiais considerados na construção 3D do núcleo na modelagem com o código NESTLE.	36
Figura 22: Temperatura na estrutura de calor (centro do combustível e revestimento) no nível axial 13.	39
Figura 23: Pressão ao longo do canal 301.	39
Figura 24: Temperatura do refrigerante no canal 301 para as duas versões do código (entrada - volume 01, meia altura – volume 12 e saída – volume 24).	40
Figura 25: Análise transitória de bloqueio parcial de canal para o canal TH 1.	41
Figura 26: Temperatura do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 10% da área de vazão do refrigerante.	42
Figura 27: Pressão do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 10% da área de vazão do refrigerante.	42
Figura 28: Temperatura do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 60% da área de vazão do refrigerante.	43
Figura 29: Pressão do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 60% da área de vazão do refrigerante.	43

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Principais características do MYRRHA/FASTEF	7
Tabela 2: Parâmetros principais do elemento combustível e do núcleo.....	10
Tabela 3: Propriedades térmicas do MOX	24
Tabela 4: Modelo do núcleo considerado para o cálculo da célula equivalente no WIMS	27
Tabela 5: Relação dos materiais do núcleo equivalente	27
Tabela 6: Classificação dos grupos de energia da biblioteca padrão WIMSD.....	28
Tabela 7: Relação dos materiais do elemento combustível.....	30
Tabela 8: Relação dos materiais do elemento refrigerante.....	30
Tabela 9: Relação dos materiais do elemento refletor.....	31
Tabela 10: Composição do material da liga T91	31
Tabela 11: Composição Isotópica do MOX (25%Pu).....	32
Tabela 12: Composição Isotópica do MOX (30%Pu).....	32
Tabela 13: Composição Isotópica do MOX (33%Pu).....	32
Tabela 14: Temperatura de referência	33
Tabela 15: Parâmetros neutrônicos utilizados na nodalização do MYRRHA para cinética nodal no código NESTLE.....	34
Tabela 16: Parâmetros térmicos para o estado estacionário e transitório para o modelo de 7 canais TH considerando o canal 301 para os casos de redução de área do canal em 10% e 60% para a versão 4.3.4 do código.	44
Tabela 17: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo do núcleo inteiro no código WIMSD-5D para diferentes de concentrações de PuO ₂	45
Tabela 18: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento combustível no código WIMSD-5D para 33% de concentração de PuO ₂	46
Tabela 19: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento refrigerante no código WIMSD-5D.....	46
Tabela 20: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento refletor no código WIMSD-5D.	46
Tabela 21: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento combustível no código WIMSD-5D para 30% de concentração de PuO ₂	46
Tabela 22: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento combustível no código WIMSD-5D para 25% de concentração de PuO ₂	47

Tabela 23: Resultados para o cálculo do fator de multiplicação efetivo para as 3 concentrações de PuO ₂	48
Tabela 24: Comparação do fator de multiplicação efetivo com a literatura pesquisada	48

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ADS - *Accelerator Driven System*
SCK • CEN - *Belgian Nuclear Research Centre*
BOL - *Begining of Lyfe*
CNEN - *Comissão Nacional de Energia Nuclear*
DEN - *Departamento de Engenharia Nuclear*
EC - *Elemento Combustível*
ENDF - *Evaluated Nuclear Data File*
FASTEF - *FAst Spectrum Transmutation Experimental Facility*
GEN-IV - *Generation IV Reactor*
HML - *Heavy Metal Liquid*
HWR - *Heavy Water Reactor*
INL - *Idaho National Laboratory*
IAEA - *International Atomic Energy Agency*
LINAC - *Linear Accelerator*
LBE - *Lead-Bismuth Eutetic*
LMFBR - *Liquid Metal Fast Breeder Reactor*
LWR - *Ligh Water Reactor*
LOCA - *Loss of Collant Analysis*
MFC - *Multi-Function Channel*
MOX - *Mixed Oxide Fuel*
MYRRHA - *Multi-purpose hYbrid Research Reactor for Hightech Applications*
MCNPX - *Monte Carlo N-Particle eXtended*
NEM - *Nodal Expansion Method*
PARCS - *Purdue Advanced Reactor Core Simulator*
PWR - *Pressurized Water Reactor*
RELAP5-3D - *Reactor Excursion and Leak Analysis Program*
THC - *Thermal Hydraulic Channel*
TMDPVOL - *Time Dependent Volume*
UFMG - *Universidade Federal de Minas Gerais*
WIMS - *Winfrith Improved Multigroup Scheme*

SUMÁRIO

1 INTRODUÇÃO.....	1
2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	3
2.1 Accelerator Driven Systems – ADS	3
2.2 MYRRHA – Multipurpose Hybrid Research Reactor for Hightech Applications	5
2.2.1 Características principais do projeto FASTEF (FASt Spectrum Transmutation Experimental Facility)	5
2.3 Os metais líquidos pesados (Heavy Metal Liquid - HML)	11
2.4 Códigos computacionais.....	14
2.4.1 RELAP5-3D	14
2.4.2 WIMSD-5B	16
2.4.2.1 Introdução.....	16
2.4.2.2 Estrutura de cálculo do Código	19
2.4.3 NESTLE	20
3 METODOLOGIA.....	21
3.1 Nodalização do núcleo no RELAP5-3D.....	22
3.2 Cálculo das constantes de dois grupos no WIMSD-5B.....	26
3.2.1 Cálculo das seções de choque no WIMSD-5B – 1º Etapa.....	26
3.2.2 Cálculo das seções de choque no WIMSD-5B – 2º Etapa.....	29
3.3 Cálculos neutrônicos no NESTLE.....	33
4. RESULTADOS	38
4.1 Resultado do modelo para um canal TH	38
4.1.1 Estado Estacionário	38
4.1.2 Estado Transitório	40
4.2 Cálculo das constantes de grupo para o núcleo inteiro e para os elementos combustível, refletor e refrigerante separadamente.....	45

4.3 Resultados neutrônicos no código NESTLE	47
5. CONCLUSÃO.....	49
REFERÊNCIAS	51
ANEXO I.....	56

1 INTRODUÇÃO

Devido ao aumento da demanda energética e do impacto ambiental gerado pelos combustíveis fósseis, a procura por outras fontes de energia tornou-se imprescindível. Nesse contexto, a geração de energia elétrica por meio de reatores nucleares pelo processo de fissão nuclear tem ganhado cada vez mais foco, principalmente devido à baixa emissão de gases de efeito estufa.

A maioria dos reatores nucleares existentes atualmente são reatores à água leve (LWR) que utilizam urânio enriquecido (até 5% U-235) como combustível. O combustível queimado gerado por esses reatores possui ainda material físsil e produtos de fissão de grande radiotoxicidade. O descarte do combustível irradiado ainda não possui uma solução totalmente satisfatória, influenciando negativamente para a aceitação pública da energia nuclear.

Os reatores rápidos são assim chamados por apresentarem a maior parte das fissões no espectro dos nêutrons rápidos, ou seja, nêutrons de alta energia. Para que esses nêutrons sejam mantidos nesse espectro e não sofram moderação, uma alternativa viável seria a refrigeração do reator por metais líquidos, que possuem preferencialmente baixa seção de choque de absorção e baixa seção de choque de espalhamento elástico.

Nesse contexto surgiu o conceito de ADS (*Accelerator Driven System*), que são sistemas dedicados à transmutação de resíduos de alta atividade. A transmutação dos actínídeos menores (AM) e produtos de fissão de longa meia-vida (PFVL) (separados por processos químicos de reprocessamento do combustível queimado) pode reduzir o impacto radiológico desses elementos radioativos [1]. O reator MYRRHA (*Multipurpose Hybrid Research Reactor for Hightech Applications*), refere-se a um reator rápido, formado por um núcleo subcrítico acoplado a um ADS, com combustível composto por uma mistura de óxidos (MOX – *Mixed Oxid Fuel*) e refrigerado a metal líquido pesado (LBE). O reator MYRRHA é um reator versátil que pode operar nos modos crítico e subcrítico quando acoplado ao ADS. Além disso, devido às suas 37 posições adicionais que são chamadas de canais multifunção, é possível a sua utilização em diferentes aplicações como pesquisa de combustível, produção de radioisótopos para a medicina, pesquisa de materiais, etc.

Não há ainda um projeto definitivo para os reatores rápidos. Dessa forma, o principal objetivo deste trabalho é desenvolver mecanismos para uma metodologia de análise termo-hidráulica e neutrônica utilizando os códigos RELAP5-3D e WIMSD-5B respectivamente. Vários estudos têm

sido desenvolvidos no Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG relacionados aos reatores inovadores, tanto na parte neutrônica como na parte térmica/termo-hidráulica [2-8]. Foram tomados como referência para este projeto principalmente os trabalhos das referências [9], [10] e [11]. Em linhas gerais, o principal foco da metodologia consiste em gerar seções de choque macroscópicas para as principais composições do núcleo do reator (combustível, refletor e refrigerante) simulando o núcleo no código de célula WIMSD-5B, conforme será detalhado ao longo do texto. Como resultados, são apresentados valores de k_{inf} considerando variações no enriquecimento do combustível MOX. Seções de choque macroscópicas também foram geradas para realizar uma simulação no código NESTLE. O código NESTLE, como será detalhado mais adiante, está inserido no código RELAP5-3D para possibilitar cálculos neutrônicos/termo-hidráulicos acoplados. Apesar de o reator em questão não utilizar água como refrigerante, algumas vezes o termo “termo-hidráulico” será utilizado como referência ao estudo térmico de um fluido em movimento.

A estrutura da dissertação está organizada em cinco capítulos, sendo que o primeiro apresenta esta introdução com os objetivos e motivação do trabalho.

O segundo capítulo apresenta a revisão bibliográfica, onde estão descritos os códigos utilizados nesse projeto.

O terceiro capítulo apresenta a metodologia que foi desenvolvida para modelagem neutrônica e térmica assim como a geração das seções de choque macroscópicas utilizando o código de célula WIMSD-5B.

O quarto capítulo descreve os principais resultados obtidos.

O último capítulo apresenta as conclusões.

2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

2.1 Accelerator Driven Systems – ADS

O ADS é um sistema formado por um núcleo subcrítico e um acelerador de prótons externo proposto para transmutação de resíduos de alta atividade para reduzir os impactos pelo longo tempo de armazenamento do combustível queimado. Uma razão importante para o interesse na utilização destes sistemas é a possibilidade de geração de energia da fissão e ao mesmo tempo a transmutação de resíduos de combustível nuclear queimado. Algumas das vantagens deste sistema são: ausência de acidentes de reatividade, alta capacidade de transmutação, baixa produção de resíduos radioativos e melhor utilização dos recursos naturais em longo prazo [1].

Na Figura 1 está representado o esquema de funcionamento do ADS para a configuração do projeto MYRRHA. Um feixe de prótons é acelerado e direcionado a um material alvo com intensidade maior que 10^{23} W/cm². Os prótons produzidos com energia da ordem de GeV incidem em um material alvo de Pb-Bi e, através de reações de *spallation*, geram nêutrons rápidos que são usados para transmutação do combustível.

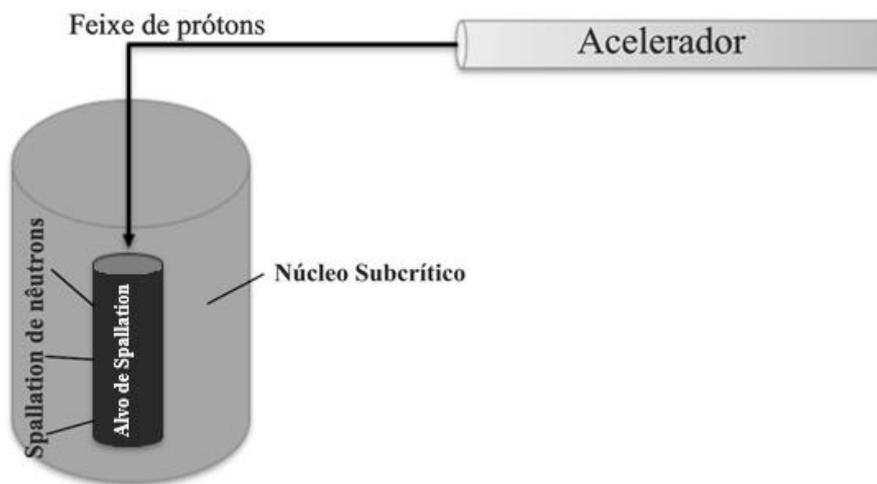


Figura 1: Esquema de funcionamento de um ADS

Fonte: adaptado de [9]

Neste reator, com o uso de um acelerador de partículas do tipo LINAC (*Linear Accelerator*) é possível obter partículas carregadas, prótons (p+), com energia da ordem de 600 MeV com um feixe de prótons de 4 mA. Essas partículas serão conduzidas por um tubo de feixes até a região

central do núcleo, em configuração subcrítica, onde irá incidir sobre um material alvo para promover a chamada reação de *spallation*.

A reação de *spallation* ocorre quando o material alvo é bombardeado por partículas de alta energia. A fenomenologia destas reações consiste em duas etapas, sendo que na primeira, o próton interage através de espalhamentos múltiplos, em um processo denominado cascata intranuclear. Em seguida, o núcleo excitado oriundo da cascata intranuclear ou evapora partículas de forma a atingir estados energéticos moderados ou fissiona, em um processo conhecido como competição entre evaporação e fissão [12] como demonstrado na Figura 2. O resultado é a emissão de prótons, nêutrons, partículas α e outras partículas. Os nêutrons produzidos em tais reações podem ser extraídos e usados em experimentos.

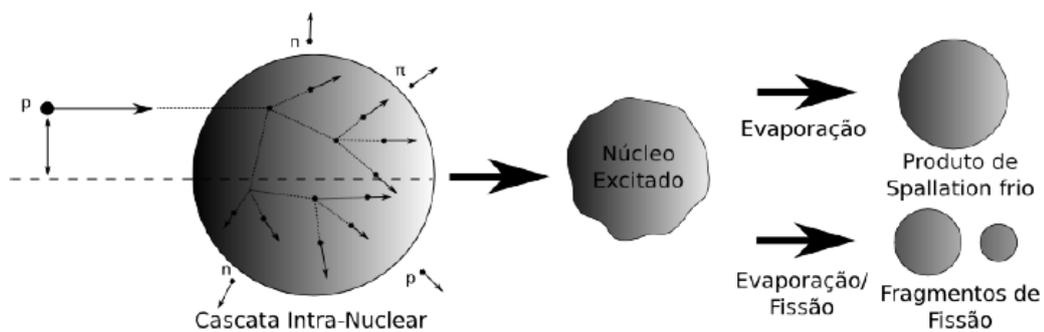


Figura 2: Descrição esquemática da reação de spallation seguido de evaporação e/ou fissão.

Fonte: [12]

Um reator em modo subcrítico terá a reação em cadeia extinta ao longo do tempo. Logo, para que ele possa operar de maneira contínua é preciso utilizar uma fonte suplementar de nêutrons de modo que o fator de multiplicação de nêutrons efetivo (k_{eff}) seja igual ou muito próximo de 1.

A incidência do feixe de nêutrons, provenientes da reação de *spallation* sobre o material alvo que, no caso do MYRRHA, será uma janela de LBE (*Liquid Bismuth Eutectic*) irá promover uma intensa geração de calor no núcleo que será retirado pelo refrigerante circulante.

2.2 MYRRHA – *Multipurpose Hybrid Research Reactor for Hightech Applications*

Nesta seção, serão descritas as principais características do reator MYRRHA e suas principais aplicações.

2.2.1 Características principais do projeto FASTEF (*FAst Spectrum Transmutation Experimental Facility*)

O projeto do reator MYRRHA - FASTEF refere-se a um reator rápido, abastecido com a mistura de óxido de plutônio – PuO_2 e óxido de urânio – UO_2 denominada MOX, refrigerado com uma liga de metal líquido composta por 44,5% Pb e 55,5% Bi. O reator MYRRHA pode operar tanto em modo crítico (~ 100 MWth), quanto em modo subcrítico (~ 80 MWth). Quando em modo subcrítico, este sistema opera acoplado a um acelerador de partículas (ADS) [11].

Na Figura 3 está representado um esquema do reator MYRRHA. Esse sistema está em fase de desenvolvimento no Centro Belga de Pesquisas Nucleares (SCK-CEN) e há previsão para estar completamente operacional por volta de 2023.

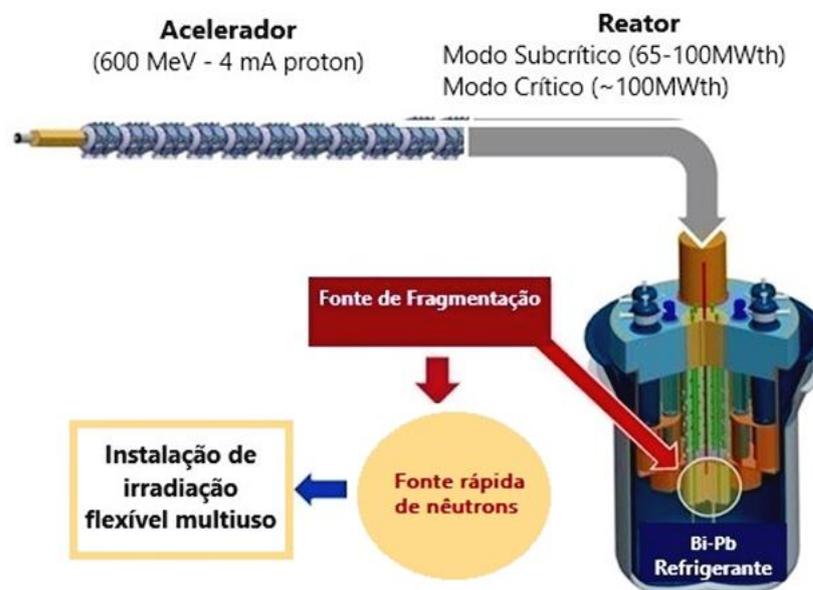


Figura 3: Esquema dos principais componentes do MYRRHA-FASTEF: Acelerador de partículas, material alvo e reator subcrítico. Fonte: adaptado de [13]

O conceito fundamental do MYRRHA envolve a transmutação de resíduos de combustível nuclear queimado. Quando completamente operacional a expectativa é que possa servir como base

para o desenvolvimento de combustíveis, especialmente as transmutações de resíduos nucleares de alto nível de atividade [14]. Os principais objetivos do MYRRHA são:

- demonstrar a viabilidade de um ADS;
- transmutação de resíduos nucleares de alta radioatividade;
- desenvolvimento de combustível;
- desenvolvimento de materiais para reatores GEN IV (quarta geração);
- produção de radioisótopos medicinais, entre outros.

Na Figura 4 é mostrado um diagrama com os principais objetivos do projeto e os fluxos neutrônicos a serem utilizados para cada tipo de aplicação, e na Tabela 1 as principais características do reator.



Figura 4: Principais objetivos do MYRRHA e os respectivos fluxos neutrônicos aplicados.

Fonte: adaptado de [13].

Tabela 1: Principais características do MYRRHA/FASTEF

Parâmetros	Características
Diâmetro externo do núcleo	~1.450 mm
Altura do núcleo	~2.000 mm
Parte ativa	600 mm
Diâmetro vaso principal	7.600 mm
Espessura vaso principal	200 mm
Comprimento do vaso principal	11.000 mm
Potência nominal do reator	100 MWth
Potência total máxima do reator	110 MWth
Comprimento do Elemento Combustível	2.000 mm
Temperatura de saída do refrigerante	410 °C
Queda de pressão do refrigerante	0,25 MPa
Circuito primário de refrigeração	LBE
Circuito secundário de refrigeração	Água saturada/vapor
Circuito terciário de refrigeração	Ar atmosférico
Temperatura de entrada do LBE	270 °C
Velocidade do LBE no núcleo	2 m/s
Refrigerante do circuito secundário	Água saturada/vapor
Refrigerante do circuito terciário	Ar atmosférico
Temperatura mantida para o LBE	200 °C

Fonte: Adaptado de [15].

Na Figura 5 está representado um projeto típico do núcleo do reator MYRRHA em modo crítico que será utilizado como modelo neste trabalho. O modo como esse núcleo será modelado irá variar conforme o número de canais termo-hidráulicos utilizados. O núcleo possui 151 posições sendo que 37 posições podem desempenhar várias funções dependendo do objetivo do reator.

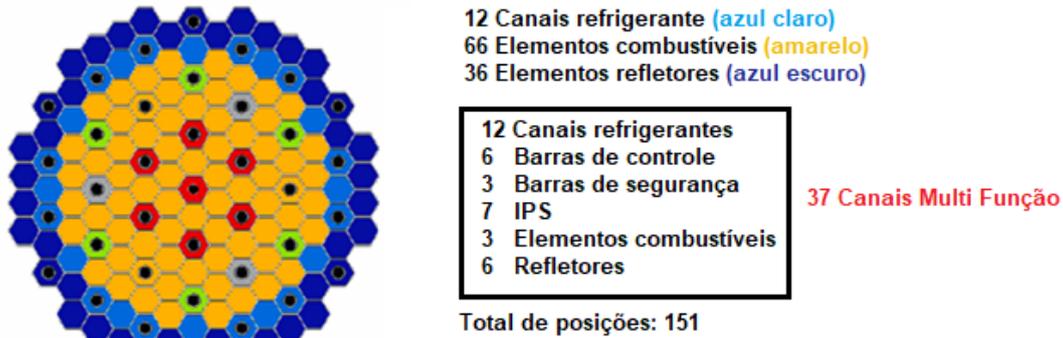


Figura 5: Design do núcleo MYRRHA-FASTEF para operação em modo crítico (100 MWth), 37 Canais Multi Função – CMF (Multi-Function Channel – MFC) para flexibilidade do reator. Fonte: adaptado de [11].

O sistema MYRRHA está sendo projetado para atingir a potência de ~80 MWth em modo subcrítico e ~100 MWth quando trabalhando em modo crítico podendo atingir até 110 MWth considerando bombas, margens de segurança, etc. Neste trabalho será simulado o funcionamento do reator com potência de 100 MWth. Para ter essa flexibilidade de trabalhar em dois modos distintos de operação, o núcleo do reator possui posições variáveis (37 posições). Isso permite grande flexibilidade que possibilita realizar muitos tipos de experimentos, que é a principal proposta desse reator experimental [14].

O sistema de segurança do MYRRHA irá contar, quando em modo crítico, com seis barras de controle e três barras de segurança para acionamento em caso de emergência. As barras de controle irão funcionar através de controle eletromagnético por fluuabilidade enquanto as barras de segurança funcionarão por gravidade. Ambas terão como absorvedores B₄C enriquecido a 90% com ¹⁰B, revestimento externo de liga de titânio T91 e o revestimento interno das barras de controle com a liga de titânio 15-15 Ti [11].

Na Tabela 2 são descritos alguns dos principais parâmetros de *design* escolhidos para o MYRRHA-FASTEF e que foram utilizados na modelagem TH do núcleo. O combustível será o MOX (*Mixed Oxide Fuel*), em uma proporção não convencional de PuO₂ (variando de 25% a 35%) advindo do reprocessamento de combustível queimado [16].

Na Figura 6 é mostrada a vista frontal do elemento combustível em forma hexagonal utilizado no reator com as principais dimensões consideradas para a modelagem e simulação do núcleo [13]. O comprimento total do elemento combustível é de ~2,0 m, sendo o revestimento feito de liga de titânio 15-15 Ti, com uma espessura de 3 mm, especialmente desenvolvida para uso em reatores por ter alta resistência à corrosão e alto ponto de fusão. Esse elemento combustível apresenta um perfil escalonado, com uma largura externa no bocal de entrada de 88 mm e interna de 85 mm por onde o fluido é aspergido. Na Figura 7 é mostrada uma configuração radial deste elemento combustível [13].

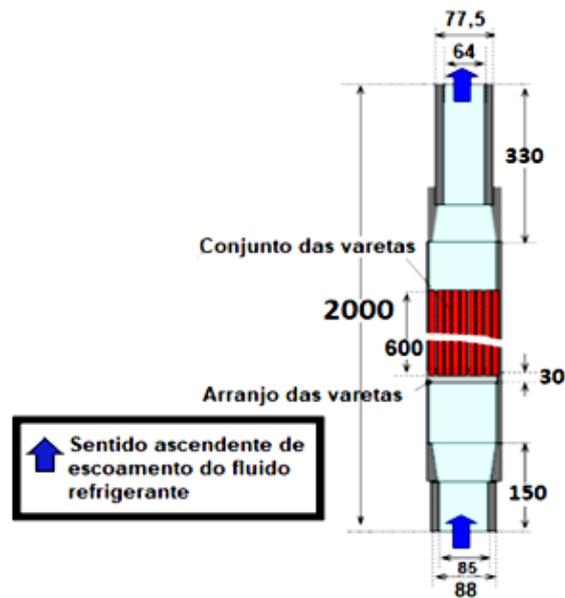


Figura 6: Design do elemento combustível, vista frontal, a ser utilizado no reator MYRRHA (medidas em mm). Fonte: adaptado de [13]

No centro do elemento combustível (parte vermelha), mostrado na Figura 6, encontra-se o arranjo onde são encaixadas as 127 varetas de combustível com um comprimento ativo total de ~0,600 m. No total o reator conta com 8.763 varetas capazes de gerar uma potência de até 100 MWth se utilizadas as 69 posições possíveis para o combustível. Na Figura 7 é apresentada uma vista radial dessas varetas de combustível (corte radial) [17]. A Tabela 2 contém os detalhes principais dos elementos combustíveis, assim como das varetas [15].

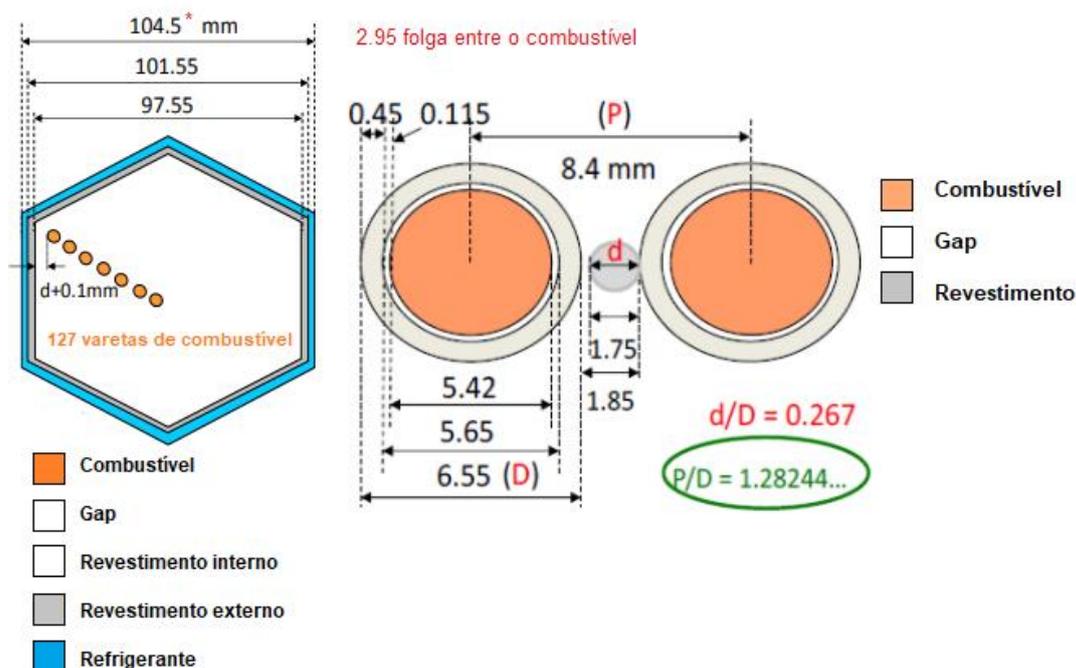


Figura 7: Design do elemento combustível, vista superior, à esquerda e da vareta combustível, vista superior, à direita. Fonte: adaptado de [17]

A configuração do elemento combustível e das varetas estão descritas nas Figura 6 e 7, vista frontal e superior respectivamente. Na Figura 7, à esquerda, está representado o elemento combustível com suas 127 varetas, as áreas correspondentes do gap, revestimento e refrigerante. À direita da Figura 7 estão representadas as varetas de combustível que possuem formato cilíndrico e diâmetro externo aproximado de 6,55 mm com espessura do revestimento de 0,45 mm cujo material é a liga de titânio T91. O diâmetro das pastilhas de combustível MOX é de 5,42 mm com diâmetro do espaçador entre as varetas de 1,75 mm feito de Liga de 15-15Ti.

Tabela 2: Parâmetros principais do elemento combustível e do núcleo

Parâmetros	Características
Tipo de combustível	MOX, 30~35 wt% PuO ₂
Número de varetas	127
Material do revestimento do combustível	T91
Revestimento do espaçador entre as varetas	Liga 15-15Ti
Número de posições do núcleo	151 (sendo 37 CMF)
Diâmetro do núcleo	aproximadamente 1.500 mm
Layout	Hexagonal em torno de uma posição central

Fonte: adaptado de [15]

2.3 Os metais líquidos pesados (*Heavy Metal Liquid - HML*)

Os metais líquidos pesados (HMLs), como o eutético de chumbo-bismuto (LBE: 44,5% em peso de Pb + 55,5% em peso de Bi) e o chumbo puro são refrigerantes candidatos para muitos sistemas avançados baseados em nêutrons rápidos. Esses constituem uma alternativa promissora devido, principalmente, à sua alta capacidade de transferência de calor. Como exemplo, podemos verificar que a condutividade térmica do Bismuto (12,6 W/m.K sol. 20°C; 14,2 W/m.K líq. 450°C) e do Chumbo (35,3 W/m.K) são muito superiores à da água (0,61 W/m.K), por exemplo, que é utilizada como refrigerante nos reatores térmicos [18].

Outro fator importante em relação aos HMLs é a sua alta eficiência térmica, um dos principais objetivos a serem alcançados em reatores inovadores. Reatores refrigerados a metal pesado podem chegar a uma eficiência maior devido às altas temperaturas no sistema primário que são possíveis devido ao alto ponto de ebulição desses metais [18].

Em termos de segurança, os HMLs possuem algumas vantagens, destacando-se dos reatores convencionais nos seguintes aspectos:

- Ponto de ebulição elevado permitindo que o sistema primário trabalhe a baixas pressões reduzindo os riscos de acidentes relativos à operação além de uma diminuição do dimensionamento das paredes do vaso de pressão, das bombas, entre outros.
- Utilização de modos passivos de inserção de barras de controle.

Por sua vez, como principal desvantagem, os reatores que utilizam HML possuem um custo elevado de construção e na reciclagem de combustível. Além disso, a alta densidade do chumbo impõe limites à velocidade do fluxo de refrigerante e, devido à alta temperatura de operação, podem apresentar problemas de corrosão dos materiais e um maior gasto energético para mantê-los em fase líquida dentro do reator.

Os principais critérios para escolha do tipo de HML sob o ponto de vista neutrônico são [18]:

1. Baixas seções de choque de absorção e de espalhamento para nêutrons rápidos;
2. Alta capacidade de remoção de calor devido à alta densidade de potência do núcleo;
3. Alta estabilidade físico-química;
4. Nível de corrosão aceitável.

Dentre os principais candidatos a serem utilizados como refrigerante em reatores avançados de quarta geração, pode-se destacar o LBE (*Lead Bismuth Eutetic*) que atende à maioria dos critérios destacados anteriormente. Em relação aos critérios neutrônicos, é desejável que o refrigerante tenha uma baixa seção de choque de absorção para nêutrons rápidos para que não haja captura neutrônica no refrigerante o que leva à ativação de isótopos, aumentando sua radiotoxicidade. Então, é desejável que a seção de choque total de espalhamento elástico tenha um valor suficiente para espalhar os nêutrons sem moderá-los [18].

Nas Figuras 8 e 9 são mostradas as seções de choque de espalhamento elástico e captura radioativa dos elementos ^{209}Bi e ^{208}Pb , medidas a 20°C para os isótopos mais abundantes. Os respectivos gráficos foram gerados pela autora a partir de dados disponíveis da ENDF (*Evaluated Nuclear Data File*) da Agência Internacional de Energia Atômica.

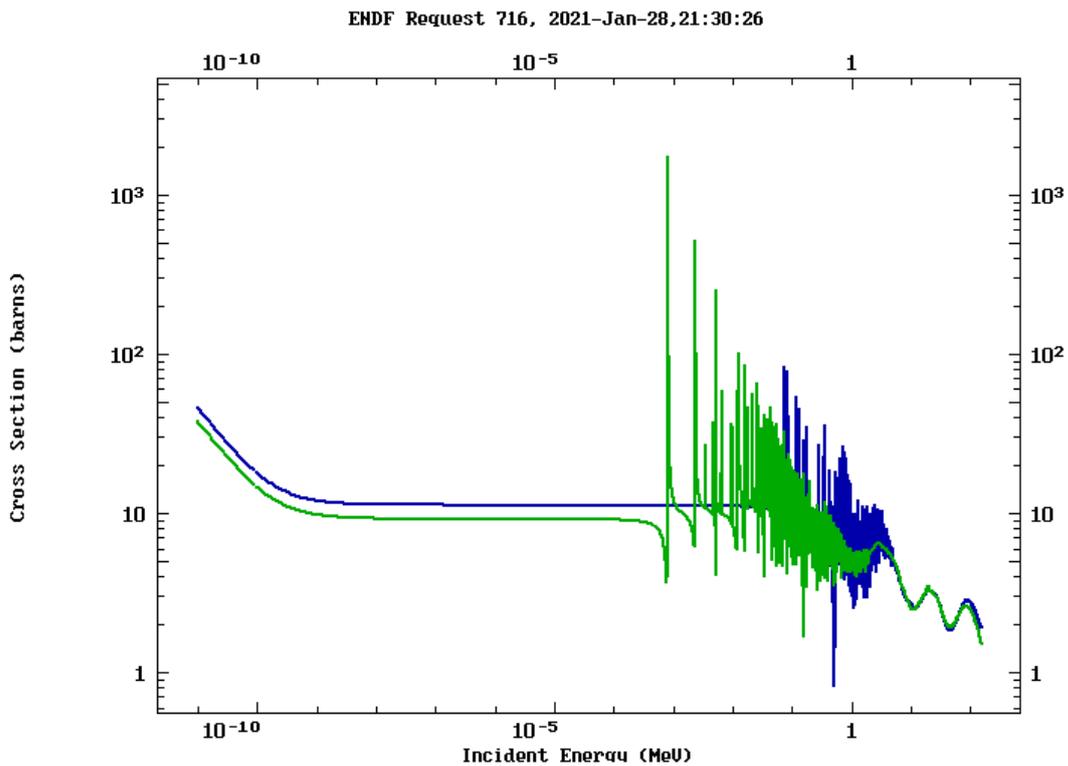


Figura 8: Seções de choque para espalhamento elástico (verde) para o ^{209}Bi e (azul) para o ^{208}Pb .

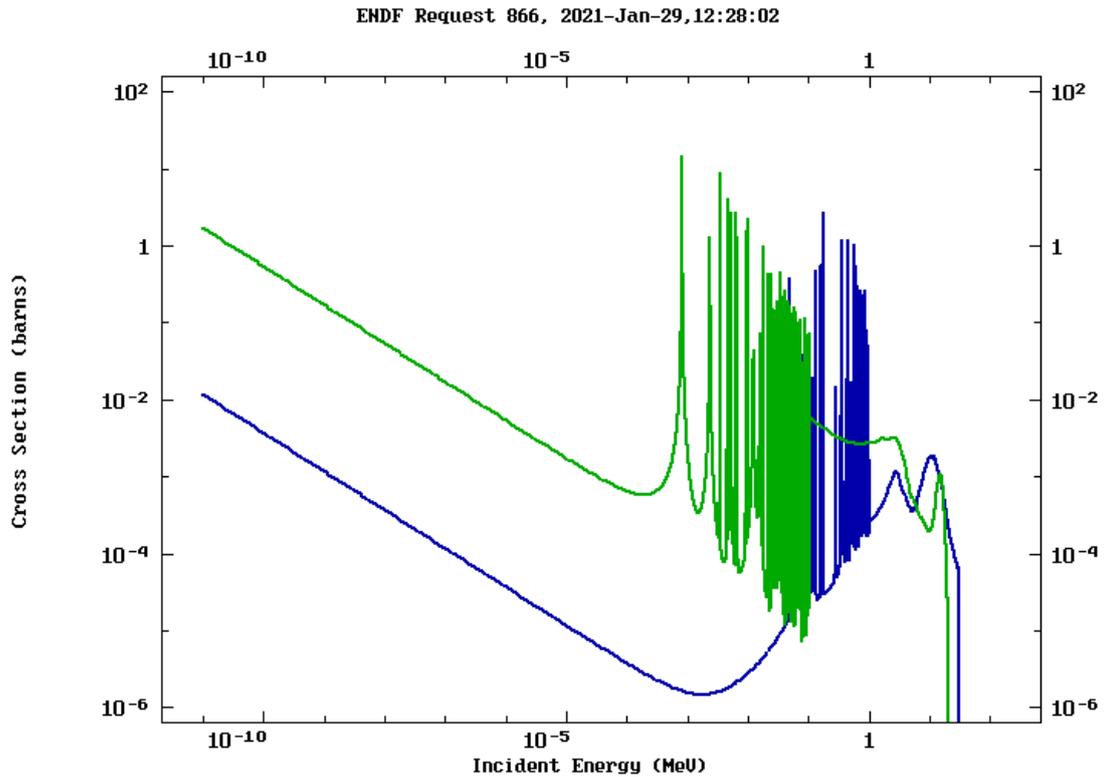


Figura 9: Seções de choque para captura radioativa (verde) para o ^{209}Bi e (azul) para o ^{208}Pb .

É possível verificar pela análise da Figura 8 que para o ^{209}Bi a seção de choque de espalhamento elástico possui baixos valores assim como a seção de choque de absorção na faixa rápida de energia. Em relação ao ^{208}Pb , este possui baixa seção de choque de captura radioativa (menor que 1 barn), e de espalhamento (considerando a faixa rápida de energia). Isso significa que ambos os núclídeos atendem aos critérios neutrônicos para refrigerantes que são baixa seção de choque de espalhamento elástico e baixa seção de choque de absorção que é desejável para reatores rápidos uma vez que é preciso manter os nêutrons em altas energias no núcleo [6].

2.4 Códigos computacionais

A seguir são descritos, de maneira breve, os códigos computacionais que foram utilizados para análise térmica e neutrônica do núcleo do reator MYHRRA.

2.4.1 RELAP5-3D

Os reatores nucleares são sistemas complexos que exigem cálculos termofluidodinâmicos atrelados a diversas variáveis dependentes do espaço e tempo. Códigos de análise termo-hidráulica são utilizados permitindo a avaliação do comportamento do reator em condições normais de operação e de acidentes, possibilitando simulações do comportamento termo-hidráulico ou térmico, através de cálculos que envolvem equações de transferência de calor, transferência de massa e equações de transporte para as fases líquida e vapor.

O RELAP5 (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*) é um código computacional para análise termo-hidráulica de sistemas nucleares que vem sendo desenvolvido ao longo de vários anos pelo laboratório norte-americano de INL (*Idaho National Laboratory*).

Esse código realiza simulação termo-hidráulica utilizando cálculo de cinética pontual. A versão mais recente do RELAP5-3D possui a capacidade integrada de modelagem termo-hidráulica e realiza o processo de acoplamento interno através da opção de cálculo de cinética nodal utilizando o código de análise neutrônica NESTLE, o qual resolve a equação de difusão de nêutrons para dois ou quatro grupos de energia, permitindo o uso de geometrias cartesiana e hexagonal utilizando o método de expansão nodal (*Nodal Expansion Method* - NEM).

O código RELAP5 é capaz de modelar estruturas de calor com geometrias diversas, incluindo varetas de combustível ou placas com aquecimento nuclear ou elétrico, transferência de calor através de tubos do gerador de vapor e transferência de calor das paredes dos tubos e vasos [19].

A equação geral da transferência de calor é dada pela equação (1) [19]:

$$\iiint_V \rho(T, \bar{x}) \frac{\partial T}{\partial t}(\bar{x}, t) dV = \iint_S k(T, \bar{x}) \bar{\nabla} T(\bar{x}, t) \cdot d\bar{s} + \iiint_V S(\bar{x}, t) dV \quad (1)$$

Onde:

k =condutividade térmica;

s =superfície;

S =fonte de calor interna;

t =tempo;

T =temperatura;

V =volume;

x =coordenadas espaciais;

ρ =capacidade calorífica volumétrica.

Um detalhe muito importante é que na versão RELAP5-3D, diversos outros refrigerantes, além da água leve (H_2O) foram implementados, entre eles [44].

- Água pesada (D_2O), e dois valores para H_2O : de 1984, e de 1995 (propriedades termodinâmicas mais recentes);
- Os gases não condensáveis: argônio (Ar), hélio (He), hidrogênio (H_2), nitrogênio (N_2), xenônio (Xe), kriptonio (Kr), ar, hexafluoreto de enxofre (SF_6), oxigênio (O_2), dióxido de carbono (CO_2) e monóxido de carbono (CO), hélio novo estilo (HEN) (propriedades termodinâmicas mais recentes);
- Os sais líquidos: LiF-BeF₂ (Flibe), NaBF₄-NaF, LiF-NaF-KF (Flinak), NaF-ZrF₄;
- Outros: lítio (Li), potássio (K), sódio (Na), sódio-potássio (NaK), amônia (NH_3), hélio-xenônio (HeXe), chumbo-bismuto (BiPb), lítio-chumbo (LiPb), glycerol, sangue e R134A.

O código RELAP5 vem sendo aplicado em modelagens de reatores há cerca de 10 dez anos no Departamento de Engenharia Nuclear. A utilização do código RELAP5 considerando o modelo de cinética pontual, foi aplicada com sucesso na modelagem e cálculos de estado estacionário e transitório como por exemplo: para simulação de reatores de pesquisa como o reator TRIGA IPR-R1 [20-23] e o reator multipropósito RMB [24, 25]; para simulação de reatores de potência tais como BWR Peach Botton [26-28] e PWR Angra 2 [29, 30]; e reatores avançados de quarta geração, como o HTR-10 [7, 31], o LS-VHTR [8, 32, 33].

O código RELAP5 também pode ser utilizado em cálculos com acoplamento termo-hidráulico/neutrônico por meio de uma máquina virtual que possibilita a troca de dados entre os dois códigos caracterizando um acoplamento externo. Este tipo de cálculo é importante em transitórios de potência com grande realimentação neutrônica que afeta diretamente o comportamento termo-hidráulico do reator e vice-versa. O (DEN) também tem experiência nesse tipo de cálculo, realizando acoplamento do RELAP5 com o código de análise neutrônica PARCS, como pode ser verificado, por exemplo, em [30, 27, 28, 36, 37].

A versão mais atual do código RELAP5-3D que permite acoplamento interno com o código de análise neutrônica NESTLE é uma poderosa ferramenta para cálculos acoplados com capacidade para modelagem multi-dimensional TH/neutrônica com cálculo totalmente integrado (RELAP5-3D). Apesar da complexidade para realizar a modelagem neutrônica 3D na mesma entrada de dados da parte TH, tem a vantagem de não precisar da instalação de uma máquina virtual para realizar o escambo de dados durante os cálculos. Exemplos de aplicações podem ser verificados em [38, 40].

2.4.2 WIMSD-5B

2.4.2.1 Introdução

O código determinístico para cálculo de célula WIMS (*Winfrith Improved Multigroup Scheme*), desenvolvido entre 1963 e 1965 no Centro de Energia Atômica de Winfrith (UKAEA), é um código para cálculo de elementos ou células combustíveis de qualquer tipo de reator. Este código tem aplicação na obtenção dos parâmetros físicos de reatores, desenvolvendo cálculo de células em quatro geometrias diferentes: células homogêneas, placas ou barras cilíndricas, arranjos de barras ou placas (geometria *cluster*) e multicélula [41].

Este código utiliza uma biblioteca de dados nucleares a 69 grupos de energia divididos em quatro blocos, sendo 14 grupos rápidos, 13 ressonantes, 18 epitérmicos e 24 térmicos. Na biblioteca padrão deste código, os dados de seção de choque a 69 grupos foram obtidos da biblioteca versão 1981 acrescidos de 14 núclídeos da JEF1 (129). O sistema NJOY foi usado para processar os arquivos da biblioteca JEF-1 que estão no formato ENDF/B-V. Os cálculos efetuados com o WIMS permitem a utilização de até 69 grupos, ou seja, na estrutura de grupos selecionada pelo usuário de acordo com a distribuição em energia desejada. Além disso, a estrutura da biblioteca permite ampliação do número de núclídeos e conjuntos de dados de qualquer dos isótopos. Desta forma, há

bibliotecas recentes para o WIMS com até 300 núclídeos e com cadeias de queima bem mais detalhadas do que as presentes na biblioteca padrão.

O WIMS possui três versões básicas: LWRWIMS, WIMSD e WIMSE, porém, existem várias versões devido a alterações introduzidas em diversos centros de pesquisa. Estas versões diferem entre si de acordo com as aplicações específicas: a versão LWRWIMS é direcionada a cálculos de reatores de água leve, cálculo de sistemas homogêneos, células cilíndricas e clusters de barras em geometria (x y); a versão WIMSD também é aplicável a cálculos homogêneos, células em forma de barras cilíndricas, placas (uma dimensão) e clusters, mas não só em reatores de água leve; e a versão WIMSE é a mais geral e conta com a biblioteca mais completa terminada em 1986. Esta versão pode ser aplicada em geometria plana em duas dimensões, sistema com combustível granular em anéis e opção para geometria tridimensional (x y z) [42].

A versão WIMSD e suas derivadas, bem como a biblioteca padrão, são disponíveis e fornecidas pela NEA (*Nuclear Energy Agency*) *Data Bank*, ao passo que as demais têm caráter comercial. O código WIMSD padrão em todas as suas versões foi desenvolvido para uma biblioteca com número máximo de 69 grupos. Embora o número de grupos de energia utilizados em cálculos WIMSD seja lido a partir dessa biblioteca, existe um conjunto de matrizes auxiliares no código com dimensões estabelecidas que admita o uso da biblioteca de 69 grupos. Uma situação semelhante ocorreu com o número total de isótopos, o número de núclídeos de ressonância, o número de isótopos fissionáveis e o número de produtos de fissão, que também são lidos a partir da biblioteca. Todos eles, apesar de terem os valores na biblioteca padrão, são usados em particular, nas sub-rotinas de forma indireta [42].

Neste trabalho foi usada a versão WIMSD-5B disponibilizada em novembro de 1998 em Fortran 77 e um sistema operacional Unix [41]. Basicamente, em qualquer versão, o código WIMS calcula a distribuição do fluxo de nêutrons e valores do fator de multiplicação de nêutrons infinito (k_{inf}) ou efetivo (k_{eff}), resolvendo a equação de transporte de nêutrons para determinar o fluxo em função da energia e posição da célula. O principal objetivo é fornecer as seções de choque para serem usadas nos códigos que utilizam a equação de difusão de nêutrons, como o NESTLE por exemplo.

As informações principais que podem ser obtidas através do cálculo com o WIMSD-5B são [41]:

- fator de multiplicação infinito;
- fator de multiplicação efetivo (quando se informa dados de fuga);
- valores do *buckling* que tornam o sistema crítico;
- seções de choque macroscópicas e coeficiente de difusão (D);
- constantes de poucos grupos para cálculos de núcleo em função da queima e de outras correções possíveis de serem introduzidas nos cálculos;
- constantes médias da célula; e as concentrações finais dos nuclídeos iniciais e dos produtos de fissão nos casos de queima;
- taxas de reações dos isótopos presentes no cálculo;
- taxas de reações para malha;
- constantes médias da célula; e
- as concentrações finais dos nuclídeos iniciais e dos produtos de fissão nos casos de queima.

Uma célula representativa com três ou quatro regiões é simulada como um cilindro, placa ou simetria esférica. A composição e a geometria desta célula são definidas pelo usuário através dos dados de entrada dos materiais. As regiões podem ser divididas em combustível (1), revestimento (2), refrigerante (3) e moderador (4) como mostrado no esquema da Figura 10. A equação de transporte de nêutrons é resolvida para a célula pela probabilidade de colisões.

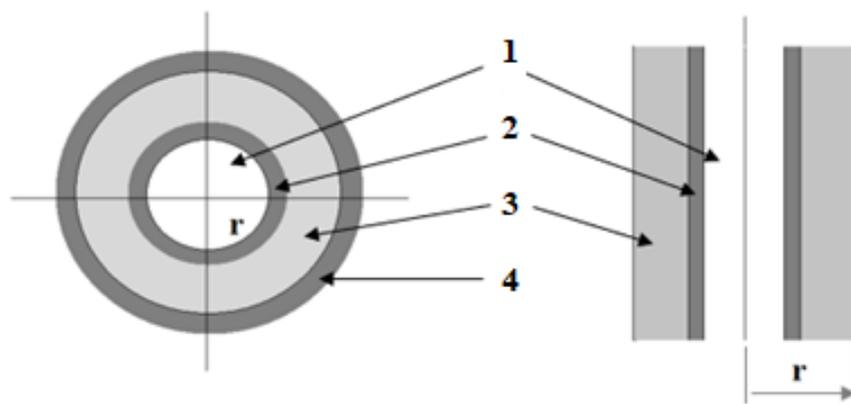


Figura 10: Modelo básico espacial representando células elementares, (1) Combustível, (2) Revestimento, (3) Refrigerante, (4) Moderador. Fonte: adaptado de [41]

2.4.2.2 Estrutura de cálculo do Código

Segundo detalhadamente descrito em [42], basicamente o código WIMSD-5B está estruturado em três blocos sendo: Cálculo Multigrupo, Cálculo Central e Edição.

Inicialmente, o cálculo do espectro é feito em uma geometria simplificada utilizando os 69 grupos da biblioteca, independentemente do número de grupos que será considerado no cálculo central, usando o método de teoria de colisão SPECTROX. O espectro resultante deste cálculo será utilizado para o colapso das seções de choque para o número de grupos do cálculo central e, então, soluciona-se a equação de transporte na geometria especificada, que poderá ser efetuada segundo os métodos DSN ou da probabilidade de colisão. As correções devido às fugas podem ser feitas pela teoria da difusão ou pelo método B1, que será descrito posteriormente.

No segundo bloco, a equação de transporte é resolvida para um número de grupos e geometria especificada, podendo-se optar pelo modelo espacial mais apropriado entre os quatro disponíveis: DSN, PERSEUS, PRIZE e PIJ. Este bloco é chamado de Cálculo Principal de Transporte ou Cálculo Central. O método PERSEUS é aplicável em geometria plana e cilíndrica em uma dimensão e resolve a equação integral de transporte com probabilidade de colisão; o método DSN também é aplicável a estas geometrias, porém resolve a equação diferencial de transporte com aproximação SN; o método PIJ também utiliza a aproximação SN na solução da equação integral de transporte, no entanto é aplicável a sistemas de clusters a duas dimensões e o método PRIZE resolve a equação integral de transporte com probabilidade de colisão em geometria bidimensional, podendo ser (x y) ou (r z).

O terceiro e último bloco do programa, denominado Edição, consiste em correções dos resultados obtidos no cálculo central e algumas opções finais de edição, principalmente com relação aos efeitos de fuga de nêutrons em sistemas finitos, cálculos de quantidades secundárias, tais como taxas de reações, seções de choque efetiva a poucos grupos para o cálculo do reator e, ainda, é responsável pelo cálculo de queima. Após o término do cálculo de uma célula com uma composição e configuração específicas, é possível o retorno ao princípio do programa para outro cálculo completo com algumas substituições na entrada de dados ou voltar ao início da Edição, efetuando novas correções dos resultados.

O código WIMS vem sendo utilizado há vários anos no DEN em diversas pesquisas, principalmente relacionadas ao reprocessamento de combustíveis nucleares [34, 35, 39, 43].

2.4.3 NESTLE

O modelo de cinética neutrônica multidimensional no RELAP5-3D é baseado no código NESTLE, desenvolvido na Universidade Estadual da Carolina do Norte, o qual resolve a equação de difusão de nêutrons para dois ou quatro grupos, permitindo o uso de geometrias cartesianas e hexagonais utilizando o método de expansão nodal (*Nodal Expansion Method* - NEM). Opções diferentes de simetria do núcleo estão disponíveis, sendo um quarto, metade ou o núcleo inteiro para a geometria cartesiana e 1/6, 1/3, e o núcleo inteiro para geometria hexagonal [44].

O RELAP5-3D possui duas opções de cinética: pontual ou multidimensional. Na cinética pontual o modelo assume a forma do fluxo neutrônico constante, de acordo com a equação (2). Para mudanças significativas de reatividade no núcleo do reator, o modelo de cinética pontual não é adequado para descrever o perfil de potência.

$$\phi(\vec{r}, E, t) = N(t)\psi(\vec{r}, E) \quad (2)$$

O modelo de cinética multidimensional foi desenvolvido para permitir a modelagem de transitórios no reator com considerável realimentação de reatividade no sistema. Esse modelo é a base do código NESTLE. É necessário fornecer os dados de seções de choque macroscópicas para cada composição considerada no modelo desenvolvido. As seções de choque macroscópicas, neste trabalho, foram geradas pelo código WIMSD-5B. O conjunto de seções de choque macroscópicas é definido para cada composição. O usuário define um número de composições e especifica qual composição será usada no cálculo de cada nó neutrônico do modelo do núcleo do reator.

Um nó neutrônico é uma célula do núcleo definida pelo usuário, que pode compreender uma parte do elemento combustível, refrigerante, refletor, barras de controle, etc. A definição de cinética nodal implica no modelo das seções de choque. Existem três tipos de modelos, RAMONA (opção *default*), GEN e HWR, cujos detalhes podem ser encontrados no manual do código [44].

3 METODOLOGIA

Neste trabalho o núcleo do reator foi simulado com potência de 100 MWth. Como o MYRRHA ainda está em fase de desenvolvimento, não existem dados experimentais do reator em operação, por isso todas as informações aqui fornecidas foram obtidas através de simulações e retiradas de trabalhos desenvolvidos anteriormente [9, 10, 11].

Em relação à metodologia, os seguintes passos foram seguidos:

1. Adaptação e verificação do modelo utilizado anteriormente [9] do RELAP5-3D versão 3.0.0 para o código RELAP5-3D versão 4.3.4 usando cinética pontual; as estruturas de calor foram modeladas de acordo com os dados de potência dos cálculos neutrônicos de um trabalho de referência [11];
2. Simulação e verificação da modelagem do núcleo do reator crítico utilizando o código RELAP5-3D versão 4.3.4 considerando modelagens com 1, 3, 5, 7 e 15 canais termo hidráulicos (TH), para cálculos em estado estacionário e um transitório de bloqueio parcial de um canal refrigerante. Os resultados podem ser vistos no capítulo quatro;
3. Cálculo de célula equivalente modelada no código WIMSD-5B para o núcleo do reator para verificação do fator de multiplicação de nêutrons, k_{inf} . Cálculo das seções de choque macroscópicas para dois grupos de energia no WIMSD-5B utilizando diferentes valores do enriquecimento do combustível MOX conforme detalhado no Capítulo 3;
4. Cálculo das seções de choque macroscópicas no WIMSD-5B utilizando modelo de célula equivalente para um elemento combustível, um elemento de refletor e um elemento de refrigerante; essas seções de choque foram utilizadas para a simulação do núcleo no código NESTLE;
5. Introdução das seções de choque macroscópicas para dois grupos de energia no código de análise neutrônica NESTLE considerando diferentes enriquecimentos.

3.1 Nodalização do núcleo no RELAP5-3D

O desenvolvimento deste trabalho ocorreu em quatro etapas. Primeiramente, a nodalização do núcleo do reator MYRRHA desenvolvida em um trabalho anterior no código RELAP5-3D versão 3.0.0 [9] foi adaptada para a versão 4.3.4 em regime estacionário para o mesmo número de canais: 1, 3, 5, 7, e 15 canais TH. Como exemplo, a Figura 11 apresenta a divisão do núcleo para representação de 15 canais TH e na Figura 12 é mostrada a nodalização. O modelo de cinética pontual foi adotado nas simulações térmicas do RELAP5-3D, que é modelo utilizado quando não há forte realimentação de reatividade no sistema. Os resultados obtidos para o estado estacionário correspondentes a esses canais podem ser vistos no Capítulo 4.

Os cálculos com a nova versão foram comparados com resultados obtidos no trabalho anterior [9]. O principal objetivo desta etapa consiste em verificar se a versão 4.3.4 apresenta o mesmo comportamento da versão 3.0.0. para o reator em regime estacionário. Para que a modelagem da versão anterior do código fosse adaptada à nova versão alguns cartões tiveram que ser modificados, porém os dados da planta foram mantidos os mesmos. Como dito no Capítulo anterior, a simulação desse tipo de reator e de outros de nova geração só é possível porque o código atualmente trabalha com tabelas termodinâmicas para vários tipos de refrigerantes, incluindo o chumbo-bismuto (BiPb).

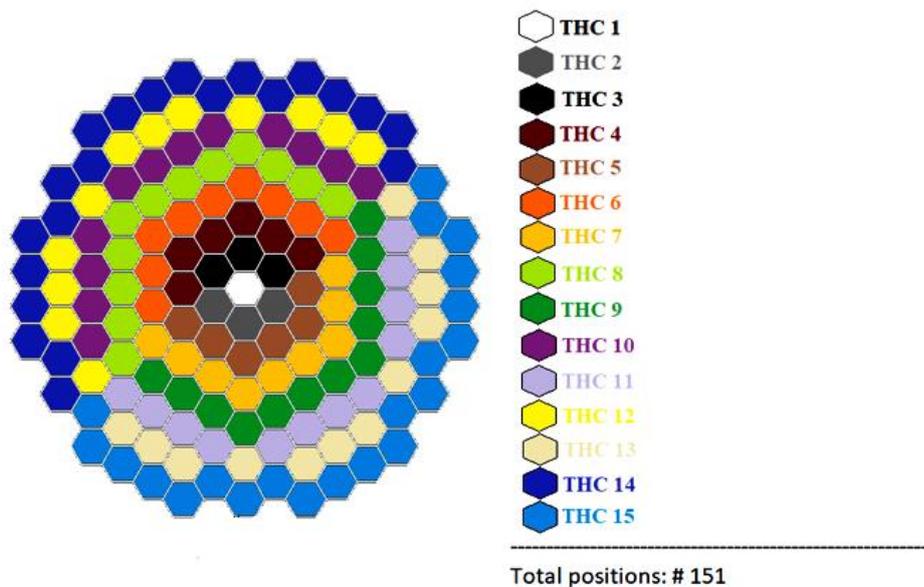


Figura 11: Divisão do núcleo para simulação de 15 canais TH.

Fonte: [9]

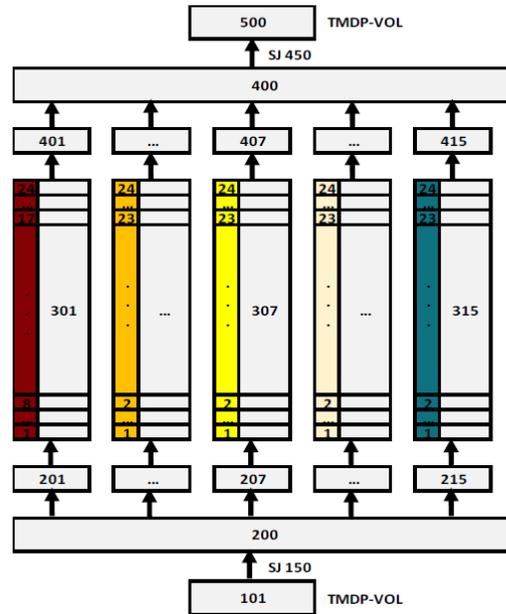


Figura 12: Nodalização do núcleo para 15 canais TH no RELAP5-3D.

Fonte: [9]

As estruturas de calor foram modeladas de acordo com os dados de potência dos cálculos neutrônicos obtidos em outro trabalho de referência [11]. Foram simulados os canais TH por onde flui o refrigerante pelo núcleo, no caso, o chumbo-bismuto líquido para retirar o calor gerado pelas estruturas de calor (combustível).

Para simular as varetas combustíveis como estruturas de calor no código RELAP5-3D, essas foram divididas radialmente em 8 *mesh points* contendo 7 intervalos, e 3 regiões, sendo: do *mesh* 1 ao 5, região correspondente ao combustível MOX (33%); do 5 ao 6, região correspondente ao *Gap* (composto de gás hélio); por fim, *mesh* 6 ao 8, intervalo correspondente ao revestimento, composto por uma liga de titânio (T91). Detalhes dessa divisão estão representados na Figura 13. Tabelas com os valores das propriedades térmicas do combustível (capacidade térmica e condutividade térmica) foram incluídas como dados de entrada no código. Esses dados são os mesmos utilizados no trabalho anterior [9] e estão descritos na Tabela 3. Da mesma forma, foram incluídos os dados de propriedades térmicas do *gap* e do revestimento.

Tabela 3: Propriedades térmicas do MOX

Temperatura [K]	Condutividade térmica [W/m.K]	Capacidade calorífica [J/m ³ K]
273	8,59	2,59E+06
350	6,71	2,73E+06
500	5,33	2,92E+06
650	4,42	3,23E+06
800	3,79	3,37E+06
950	3,32	3,44E+06
1.100	2,96	3,49E+06
1.250	2,68	3,54E+06
1.400	2,46	3,57E+06
1.550	2,28	3,60E+06
1.700	2,15	3,63E+06
1.850	2,05	3,65E+06
2.000	1,99	3,68E+06
2.150	1,96	3,71E+06
2.300	1,97	3,74E+06
2.450	2,02	3,76E+06
2.600	2,13	3,79E+06
2.750	2,29	3,82E+06
2.900	2,53	3,85E+06
3.050	2,86	3,89E+06
3.200	3,32	3,92E+06

Fonte: [9]

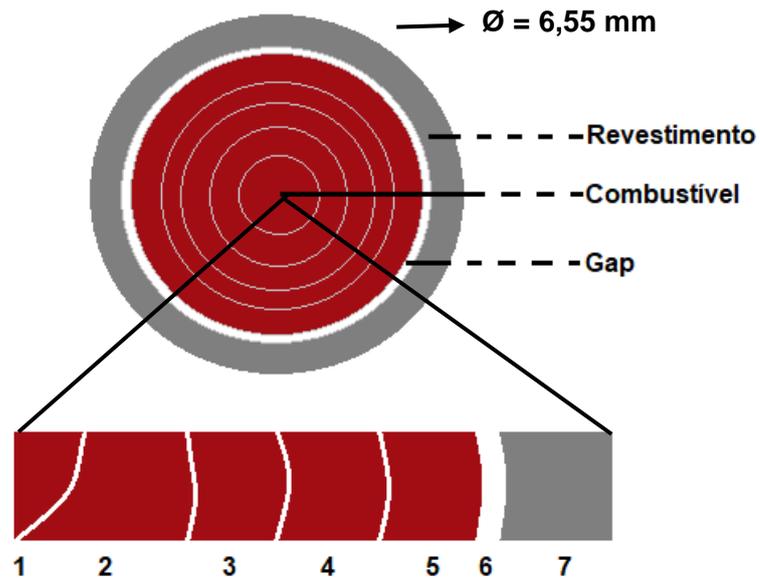


Figura 13: Divisão radial representando a vareta combustível no RELAP5-3D como estrutura de calor. Fonte: adaptado de [9].

Para o modelo com um único canal adotado nessa dissertação, utilizou-se dois elementos do tipo *Time Dependent Volume* (componente inferior TMDPVOL 200 e superior TMDPVOL 500) para fixar valores de vazão de refrigerante e pressão, assim como temperatura de entrada do refrigerante. Estes componentes foram conectados a elementos do tipo *branch* que representa um canal e pode ter até 10 junções conectadas a ele (componente inferior 201 e superior 401) por estruturas do tipo *single junctions* que conecta um componente ao outro (inferior 150, superior 450). Na Figura 14 está ilustrada a nodalização correspondente no RELAP5-3D para um único canal representando todo o núcleo.

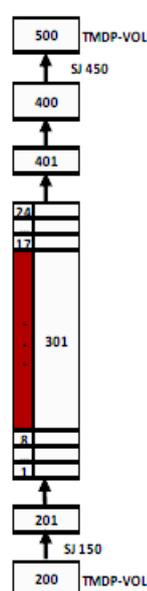


Figura 14: Nodalização para o modelo de um canal térmico.

Fonte: adaptado de [9].

No Capítulo 4 são apresentadas as comparações em estado estacionário das duas versões do código RELAP5-3D para o modelo de 1 canal TH. Como os resultados para os outros canais (3, 5, 7 e 15) foram muito similares para as duas versões, somente as comparações para as modelagens com 1 e 7 canais TH serão apresentadas nos resultados.

O transitório de bloqueio parcial do canal foi simulado no RELAP5-3D para o modelo de 7 canais TH (ver Figura 15), reduzindo a área de vazão de refrigerante na entrada de um dos canais (canal 301) nas porcentagens de 10% e 60%. Além disso, foram analisados alguns parâmetros como a temperatura e pressão do refrigerante, temperatura do combustível e do revestimento em função da diminuição da vazão e conseqüente perda de refrigeração (bloqueio parcial).

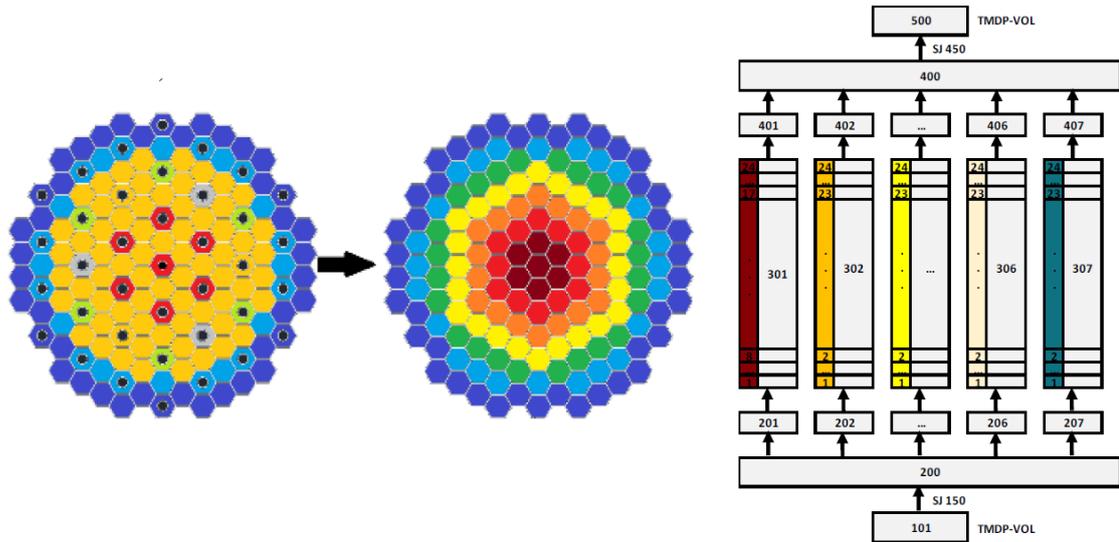


Figura 15: Distribuição do núcleo no modelo de 7 canais TH (esquerda). Modelagem correspondente (direita). Fonte: adaptado de [9]

3.2 Cálculo das constantes de dois grupos no WIMSD-5B

Primeiramente, o núcleo inteiro foi simulado no código WIMSD-5B; foram realizados os cálculos das constantes de grupo em diferentes etapas e configurações. Na segunda etapa foram consideradas as regiões do elemento combustível, elemento refrigerante e elemento refletor utilizando enriquecimentos de 25%, 30% e 33% de Pu.

Os parâmetros utilizados para os cálculos foram a temperatura de operação, composição isotópica, densidade atômica e o raio equivalente para cada material utilizado.

3.2.1 Cálculo das seções de choque no WIMSD-5B – 1º Etapa

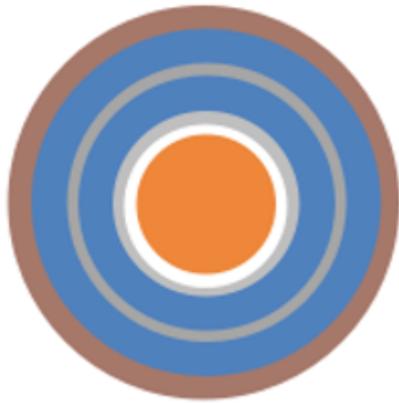
Nessa modelagem foi feito o cálculo de uma célula unitária correspondente ao núcleo de acordo com os raios equivalentes calculados e com o modelo do núcleo representado na Tabela 4; o enriquecimento do combustível utilizado para essa simulação foi de 33% Pu conforme mostrado na Tabela 13. A metodologia de cálculo consistiu em tomar um elemento hexagonal do reator e calcular a célula equivalente no WIMSD-5B. O modelo do núcleo equivalente está representado na Figura 16.

Tabela 4: Modelo do núcleo considerado para o cálculo da célula equivalente no WIMS

	combustível	refrigerante	refletor	barras	ips
Obrigatórios	66	12	36	----	----
CMF		12	6		
CMF comb		3			
CMF barras c+s		9			
CMF IPS		7			
Total de cada	66	43	42		

CMF – Canais multifuncionais

CMF barras C+S – Canais multifuncionais barras de controle e de segurança



Do centro para a extremidade:

1 - MOX

2 - GAP

3 - Revestimento das varetas

4 - Refrigerante dentro do elemento combustível

5 - Revestimento do elemento combustível

6 - Refrigerante fora do elemento combustível

e dentro dos elementos refrigerante

7 - Refletor

Figura 16: Modelo da célula equivalente ao núcleo proposto no WIMSD-5B

Tabela 5: Relação dos materiais do núcleo equivalente

Denominação	Região	Material
Combustível	1	MOX (33% de PuO ₂)
Gap	2	He
Revestimento	3	T91
Refrigerante	4	Pb
Revestimento	5	T91
Refrigerante	6	Pb
Refletor	7	ZrO

Na versão utilizada neste trabalho (WIMSD-5B), o código inicia os cálculos pela determinação do espectro para cada um dos 69 grupos de energia divididos em três blocos, sendo 14 grupos rápidos, 13 ressonantes e 42 térmicos, da biblioteca de seções de choque microscópicas, utilizando uma célula simplificada e o método de teoria da colisão (SPECTROX) [41].

A biblioteca padrão do código WIMS contém os dados básicos em forma de seções de choque a multigrupo para os isótopos e materiais mais usados em núcleos de reatores nucleares. A biblioteca básica do WIMS contém 69 grupos de energia definidos pela Tabela 6. Foram escolhidos quatro grupos de energia (7, 14, 27, 69) contemplando a faixa rápida e térmica de acordo com a classificação abaixo.

Tabela 6: Classificação dos grupos de energia da biblioteca padrão WIMSD

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

O espectro dos nêutrons foi simulado para quatro grupos de energia definidos pelos cartões FEWGROUPE e NGROUPE na entrada do código WIMSD-5B para as células do combustível, refrigerante e refletor. As seções de choque e demais parâmetros neutrônicos foram organizadas para quatro grupos de energia e estão apresentadas na seção 4.2 do Capítulo 4 de acordo com a relação abaixo.

- Seção de choque macroscópica de transporte (Σ_{tr});
- Seção de choque macroscópica de absorção (Σ_a);
- Seção de choque macroscópica de fissão (Σ_f) multiplicada pelo número de nêutrons produzidos por evento de fissão (ν): $\nu\Sigma_f$ (nu-fissão);
- Seção de choque macroscópica de espalhamento do grupo rápido (grupo 1) para o grupo térmico (grupo 2) (*down-scattering*) ($\Sigma_{s,1\rightarrow 2}$);
- Coeficiente de Difusão (D);

Inicialmente, foi realizado o cálculo do espectro utilizando o método de teoria de colisão (SPECTROX) para uma célula simplificada equivalente ao núcleo utilizando os 69 grupos da biblioteca. Os métodos DSN e PERSEUS são empregados para solucionar a equação de transporte

no bloco de cálculo central. O método PERSEUS é aplicável em geometria plana e cilíndrica em uma dimensão e resolve a equação integral de transporte com probabilidade de colisão; o método DSN também é aplicável a estas geometrias, porém resolve a equação diferencial de transporte com aproximação (equação de Boltzmann).

3.2.2 Cálculo das seções de choque no WIMSD-5B – 2º Etapa

Para esta simulação foi considerado o cálculo de um elemento combustível, um elemento refrigerante e um elemento refletor. O elemento combustível é composto por 6 regiões: combustível, *gap*, revestimento das varetas, refrigerante de dentro do elemento combustível, revestimento do elemento combustível e o refrigerante proporcional entre elementos combustíveis, como representado na Figura 17. O elemento refletor é composto por 3 regiões: refrigerante, revestimento e refletor como representado na Figura 19; da mesma forma, o elemento refrigerante é composto por 3 regiões: refrigerante interno, revestimento e refrigerante externo como representado na Figura 18. É importante observar que para os cálculos das seções de choque macroscópicas no código WIMSD-5B é obrigatório utilizar uma pequena quantidade de combustível no modelo de entrada, por isso todos os elementos foram simulados com a presença de combustível, ainda que minimamente, como no caso das células equivalentes dos elementos refrigerante e refletor. Nas Tabelas 7, 8 e 9 são apresentadas as relações dos materiais considerados nas modelagens para o combustível, o refrigerante e refletor, respectivamente.

Na Tabela 7 estão listadas as regiões e seus respectivos materiais calculados para célula correspondente à região do elemento combustível modelada no WIMSD-5B.

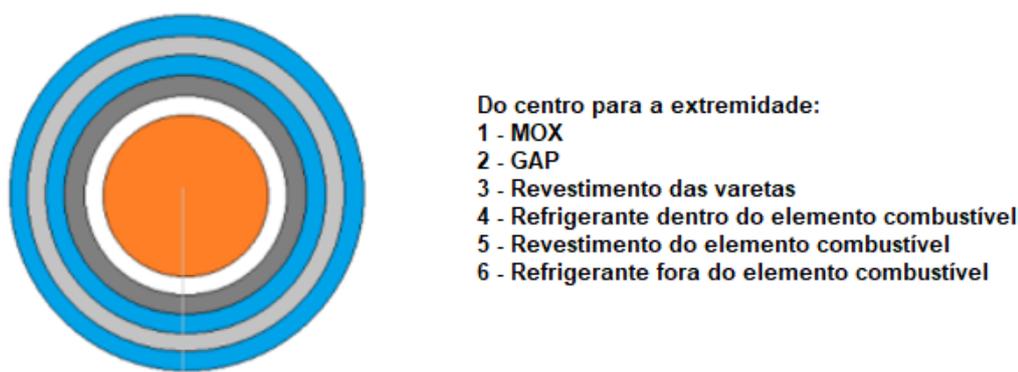
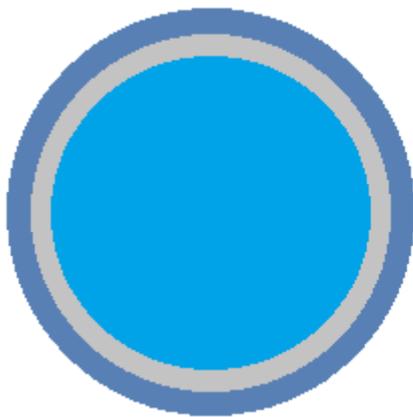


Figura 17: Modelo do elemento combustível proposto no WIMSD-5B

Tabela 7: Relação dos materiais para o modelo do elemento combustível

Denominação	Região	Material
Combustível	1	MOX (33% de PuO ₂)
<i>Gap</i>	2	Hélio
Revestimento ¹	3	T91
Refrigerante	4	LBE
Revestimento ²	5	T91
Refrigerante	6	LBE

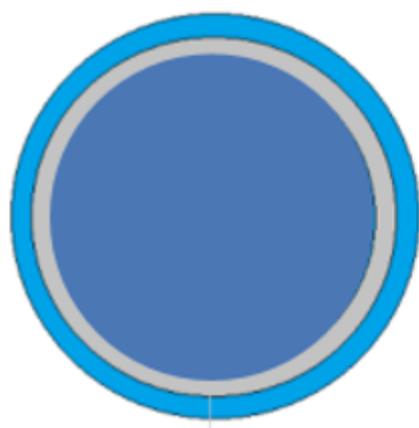


Do centro para a extremidade:
 1 - LBE
 2 - Revestimento do elemento refrigerante
 3 - Refletor fora do elemento

Figura 18: Modelo do elemento refrigerante proposto no WIMSD-5B

Tabela 8: Relação dos materiais para o modelo do elemento refrigerante

Denominação	Região	Material
Combustível	1	MOX (33% de PuO ₂)
Refrigerante	2	Pb
Revestimento	3	T91
Refrigerante	4	Pb



Do centro para a extremidade:
 1 - Refletor (YZrO)
 2 - Revestimento do refletor
 3 - Refrigerante fora do elemento

Figura 19: Modelo do elemento refletor proposto no WIMSD-5B

Tabela 9: Relação dos materiais para o modelo do elemento refletor

Denominação	Região	Material
Combustível	1	MOX (33% de PuO ₂)
Revestimento	2	T91
Refrigerante	3	Pb
Refletor	4	ZrO

É importante ressaltar que o material utilizado para o refletor no projeto do MYRRHA é o YZrO, mas devido à ausência do elemento Ítrio (Y) na biblioteca do WIMS foi utilizado o Zircônio (Zr) no lugar após realizada análise das seções de choque de captura radioativa e espalhamento conforme explicado no ANEXO I. A composição isotópica utilizada no cálculo das seções de choque para o revestimento das varetas (Liga T91) e do elemento combustível (variando de 25% a 33% de PuO₂) estão representados nas Tabelas 10, 11, 12 e 13 respectivamente.

Tabela 10: Composição do material da liga T91

T91	Composição Isotópica (wt%)	T91	Composição Isotópica (wt%)
Cr	8,63	Nb	0,09
Ni	0,23	Cu	0,046
Mo	0,95	C	0,1
Mn	0,43	Si	0,31
Ti	0,003	P	0,02
V	0,21	S	0,006

Fonte: [47]

De acordo com a abordagem geral para o projeto de combustível [16], o enriquecimento usado no reator MYRRHA utiliza uma proporção não convencional de PuO_2 podendo variar de 30 a 35% advindo do reprocessamento de combustível queimado de um PWR [15]. Nos cálculos das seções de choque macroscópicas para essa 2ª etapa, foram utilizadas as concentrações de 25%, 30% e 33% para verificar as diferenças no valor de k para a condição de um núcleo crítico na BOL (Begin Of Life).

Tabela 11: Composição Isotópica do MOX (25%Pu)

Isótopos	Composição Isotópica (wt%)
U-235	0,51
U-238	70,09
O-16	11,80
Pu-238	0,41
Pu-239	10,02
Pu-240	4,76
Pu-241	1,07
Pu-242	1,36

Tabela 12: Composição Isotópica do MOX (30%Pu)

Isótopos	Composição Isotópica (wt%)
U-235	0,44
U-238	61,27
O-16	11,83
Pu-238	0,62
Pu-239	15,02
Pu-240	7,16
Pu-241	1,62
Pu-242	2,06

Tabela 13: Composição Isotópica do MOX (33%Pu)

Isótopos	Composição Isotópica (wt%)
U-235	0,43
U-238	58,70
O-16	11,79
Pu-238	0,68
Pu-239	16,54
Pu-240	7,85
Pu-241	1,77
Pu-242	2,24

As temperaturas de referência utilizadas para o cálculo das seções de choque macroscópicas podem ser vistas na Tabela 14.

Tabela 14: Temperatura de referência

Material	Temperatura de Operação (K)
Combustível	1500
Revestimento	923
Refrigerante (LBE)	473
<i>Gap</i>	1500
Refletor	473

É importante ressaltar que para o projeto MYRRHA o refrigerante a ser utilizado é o LBE, que é uma liga de metal líquido composta por 44,5% Pb e 55,5% Bi. Especificamente para o cálculo das seções macroscópicas no WIMSD-5B foi utilizado somente o elemento chumbo (100%Pb) como refrigerante devido à ausência do bismuto (Bi) na biblioteca do WIMSD-5B; o mesmo procedimento foi adotado para o elemento refletor cujo material a ser utilizado no projeto do reator é o YZrO, mas devido à ausência do Ítrio (Y) na biblioteca do WIMSD-5B foi utilizado o Zircônio (Zr) no seu lugar. Esses elementos atendem tanto aos critérios neutrônicos (baixa seção de choque de absorção para nêutrons rápidos e baixa seção de choque para espalhamento elástico) quanto aos critérios térmicos.

3.3 Cálculos neutrônicos no NESTLE

A definição da cinética nodal implica na escolha do modelo de seções de choque. No código NESTLE existem três modelos de seções de choque, RAMONA (opção *default*), GEN e HWR. A opção GEN é a mais geral e, por isso, foi escolhida para o cálculo do MYRRHA. Os principais dados de entrada são apresentados na Tabela 15.

Tabela 15: Parâmetros neutrônicos utilizados na nodalização do MYRRHA para cinética nodal no código NESTLE.

Parâmetro	Valor
Tipo de modelo de seção de choque	GEN
Nº de grupos de nêutrons atrasados	6
Nº de intervalo de <i>meshes</i> axiais (direção z)	24
Nº de intervalo de <i>meshes</i> na direção x	1 (geometria hexagonal)
Nº de intervalo de <i>meshes</i> na direção y	0 (não se aplica à geometria hexagonal)
Nº de anéis hexagonais	7 a partir do nó central (ver Figura 18)
Nº de grupos de nêutrons	2

Por simplificação, os intervalos dos *meshes* axiais no modelo neutrônico foram os mesmos utilizados no modelo termo-hidráulico, para um canal. Também foi considerada uma única estrutura de calor representando todo o núcleo. Na Figura 20 (que é a rotação em 90 graus para a direita da Figura 5) está mostrada a modelagem do núcleo no código NESTLE. Foram considerados 7 anéis, sendo que para os elementos representados na cor azul claro foi atribuída a composição 2 (refrigerante), para azul escuro foi atribuída a composição 3 (refletor) e para a cor amarela foi atribuída a composição 1 (combustível). Além disso, foram incluídos mais 18 elementos no último anel (composição 2), pois o código NESTLE não aceita anéis incompletos.

Na definição das composições, foram utilizados os dados das seções de choque macroscópicas obtidos com o código WIMSD para cada elemento considerado, ou seja, o cálculo para um elemento de combustível, para um elemento refletor e para um elemento refrigerante cujos resultados estão listados no Capítulo 4.

Dessa forma foram considerados 24 planos axiais com 169 nós radiais cada, totalizando uma modelagem com 4.056 nós nodais para o modelo 3D do núcleo, como pode ser visto em detalhes na Figura 21. Foram consideradas somente três composições para todo o núcleo definidas na entrada do NESTLE como “composição 1” (combustível), “composição 2” (refrigerante) e “composição 3” (refletor). Para cada nó neutrônico deve ser definido obrigatoriamente o tipo de composição.

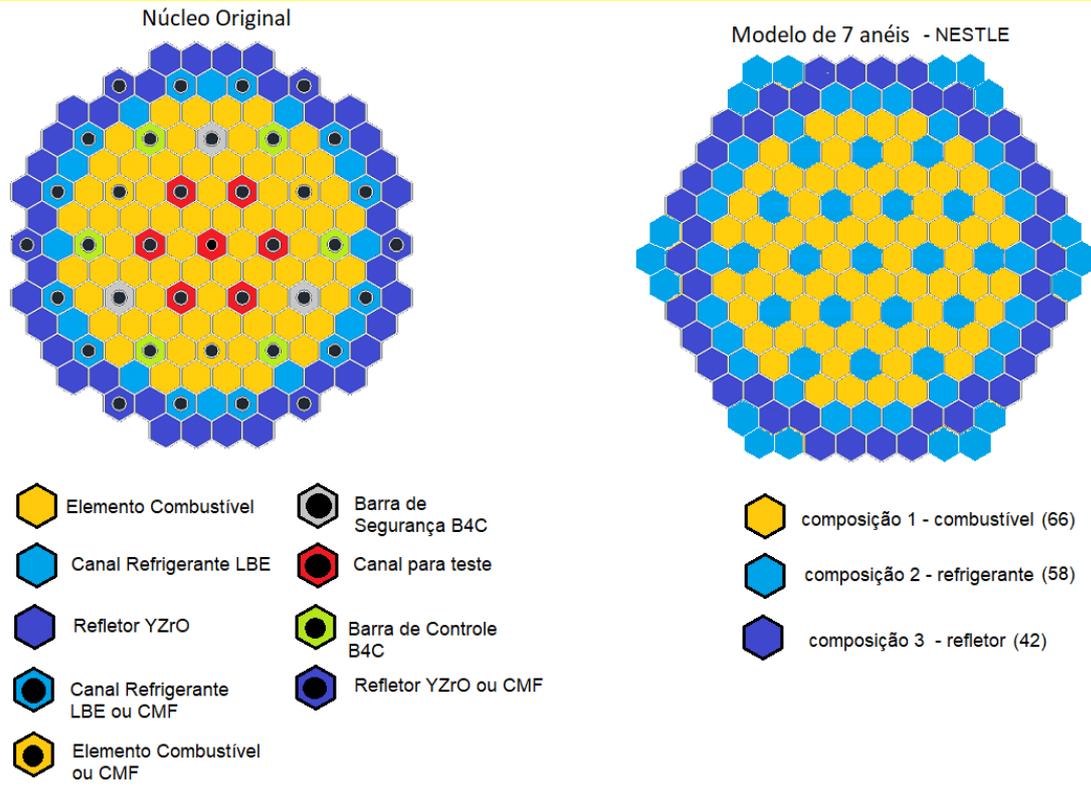


Figura 20: À esquerda: o núcleo original (Fonte: adaptado de [11]); à direita: a simplificação para o modelo no código NESTLE (modelo de 7 anéis) com 3 composições.

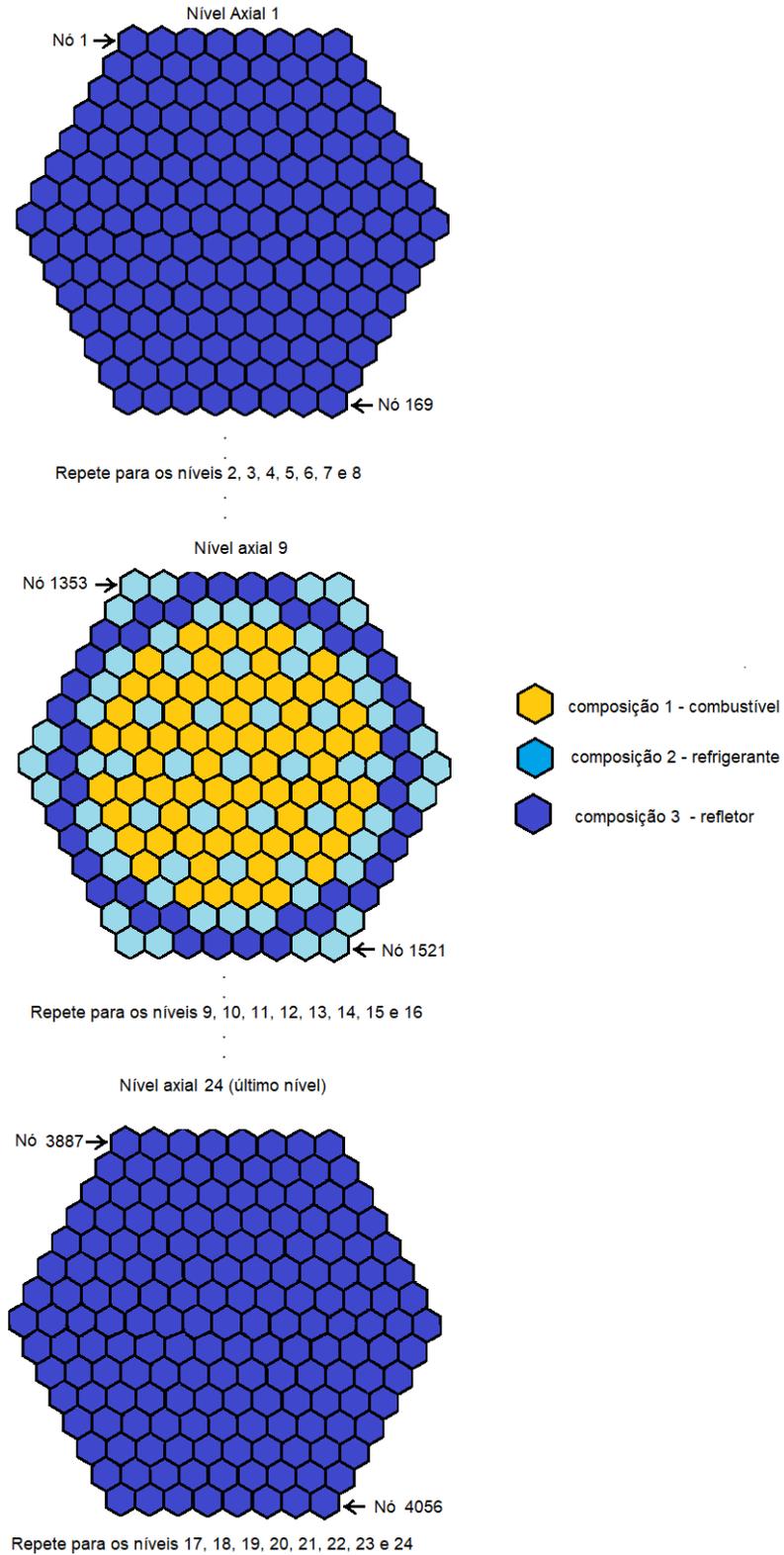


Figura 21: Detalhe dos níveis axiais considerados na construção 3D do núcleo na modelagem com o código NESTLE.

Dessa forma, nesse modelo bastante simplificado, foram consideradas somente três composições de materiais sendo o combustível MOX, o refrigerante (cuja composição considerada foi o Pb) e o refletor, cuja composição considerada foi o óxido de zircônio (ZrO) devido à ausência do elemento Ítrio (Y) na biblioteca do WIMSD-5B. No modelo GEN os dados mínimos sobre as seções de choque a serem inseridas no código NESTLE são definidos no cartão 32CCC0GN1, onde N representa o tipo de seção de choque, G é o número do grupo de energia e CCC é o número da composição de 001 a 999. Os valores de N são:

N = 1: Coeficiente de difusão do grupo D_g (cm) / seção de choque de transporte macroscópica do grupo Σ_{trg} (cm^{-1}).

N = 2: Seção de choque de absorção macroscópica do grupo Σ_{ag} (cm^{-1}).

N = 3: Seção de choque de fissão macroscópica do grupo Σ_{fg} (cm^{-1}).

N = 4: *Buckling* do grupo (cm^{-2}). Esse parâmetro é opcional, sendo zero o *default*.

N = 5-7: seção de choque de espalhamento macroscópica Σ_{sjg} (cm^{-1}) do grupo j dentro do grupo g; j = 1, ng; g ≠ j. Esses dados são opcionais e o *default* é zero.

Para um mesmo grupo, as seções de choque devem ser inseridas para uma base dita “controlada” e para “não controlada”, fazendo referência à presença ou ausência de barras de controle. Nesse modelo simplificado, não foram consideradas as barras de controle. No lugar delas, foi considerado o preenchimento com refrigerante, ou seja, foi atribuída a composição número 2. Os dados foram obtidos diretamente dos cálculos do WIMSD-5B, conforme apresentados nas Tabelas 18 a 22 no Capítulo 4, ou indiretamente, como no caso de D_g/Σ_{trg} , onde $\Sigma_{trg} = (3D)^{-1}$.

4. RESULTADOS

A partir da metodologia proposta no Capítulo 3 foram obtidos os principais resultados que serão discutidos aqui. Os valores encontrados através das simulações computacionais estão condizentes com as condições previstas para o reator em estado estacionário e com a literatura pesquisada. No caso do reator MYRRHA, não existem dados operacionais, visto que este se encontra em fase de projeto.

4.1 Resultado do modelo para um canal TH

Na simulação de um único canal TH, uma estrutura de calor correspondente a uma vareta combustível foi simulada e multiplicada pela quantidade total de varetas no núcleo. Essa estrutura transfere calor para o canal TH para o qual foi concentrada toda a vazão de refrigerante do núcleo. Foi realizada a simulação do modelo na versão 4.3.4 do RELAP5-3D e parâmetros térmicos tais como vazões, temperatura do revestimento do combustível, temperatura do fluido refrigerante e pressões foram comparados com os resultados da versão 3.0.0 do RELAP5-3D proposto em um trabalho anterior [9] para um modelo estacionário.

4.1.1 Estado Estacionário

Seguem alguns resultados para a pressão (níveis 1 - entrada, 12 - meia altura e 24 - saída), temperatura da estrutura de calor (combustível e revestimento) e temperatura do refrigerante (níveis 1, 12 e 24) apresentados respectivamente nas Figuras 22, 23 e 24. Pode-se verificar que os resultados são iguais até mesmo o tempo necessário para cada parâmetro atingir o estado estacionário. Foram analisados para comparação a temperatura do refrigerante à saída do núcleo e a temperatura máxima do combustível, ambas condizem com os valores de referência que são 633 K e 1850 K, respectivamente. Dessa forma, concluiu-se que a nova versão do código poderia ser utilizada sem que houvesse necessidade de maiores ajustes. Como as verificações para os modelos com 3, 5, 7 e 15 também alcançaram valores coincidentes para as duas versões do código, os resultados não serão apresentados.

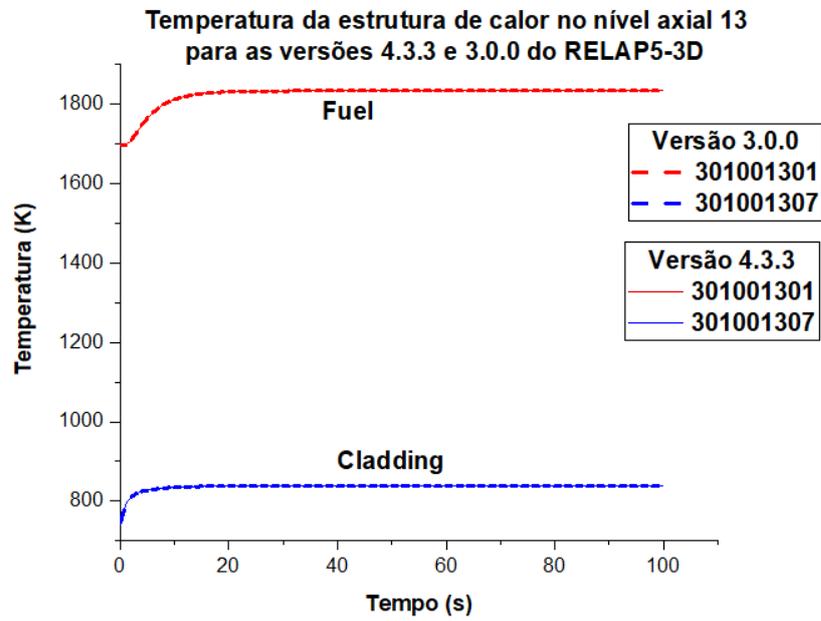


Figura 22: Temperatura na estrutura de calor (centro do combustível e revestimento) no nível axial 13.

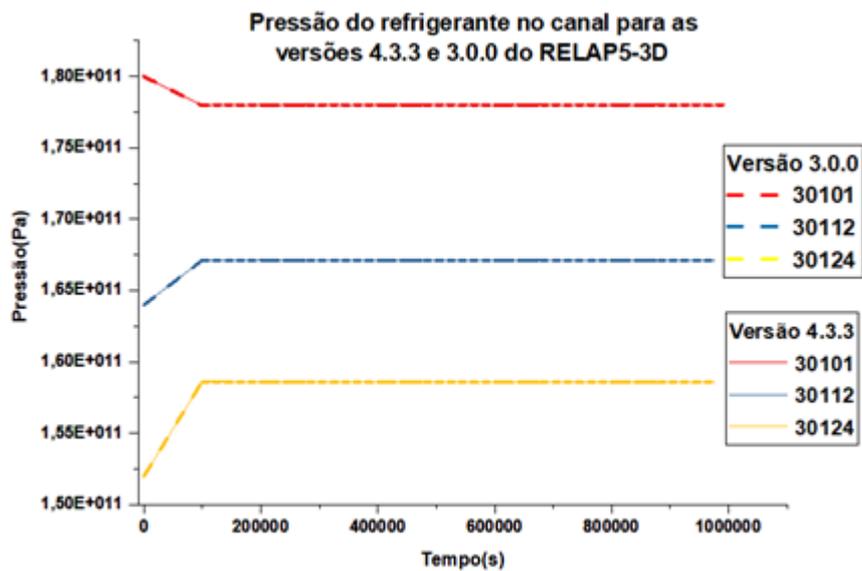


Figura 23: Pressão ao longo do canal 301.

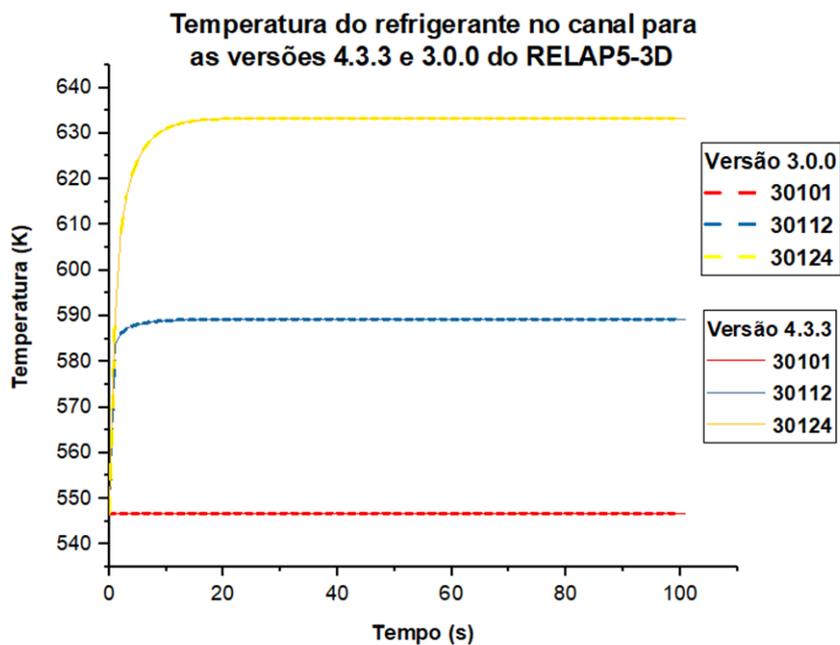


Figura 24: Temperatura do refrigerante no canal 301 para as duas versões do código (entrada - volume 01, meia altura – volume 12 e saída – volume 24).

O ponto de maior temperatura no centro do combustível foi o nó axial 13 ($T_{13} \sim 1850\text{K}$) valor correspondente a $\sim 1,0$ m, ou exatamente a metade do comprimento do elemento combustível. Radialmente, este ponto corresponde ao *mesh* 1, conforme representado na Figura 13 do Capítulo 3. Estes valores e o ponto de localização dos mesmos eram esperados, já que devido à dinâmica dos reatores, o fluxo neutrônico dentro do reator é maior no centro do elemento combustível.

4.1.2 Estado Transitório

Foram analisadas duas situações de transitórios para o modelo de 7 canais TH no RELAP5-3D versão 4.3.4 considerando o bloqueio parcial de canal nas porcentagens de 10% e 60%. Para essa simulação foi considerado o canal TH 1, (ver Figura 25) por este apresentar as maiores temperaturas na nodalização que divide o núcleo em sete canais termo hidráulicos.

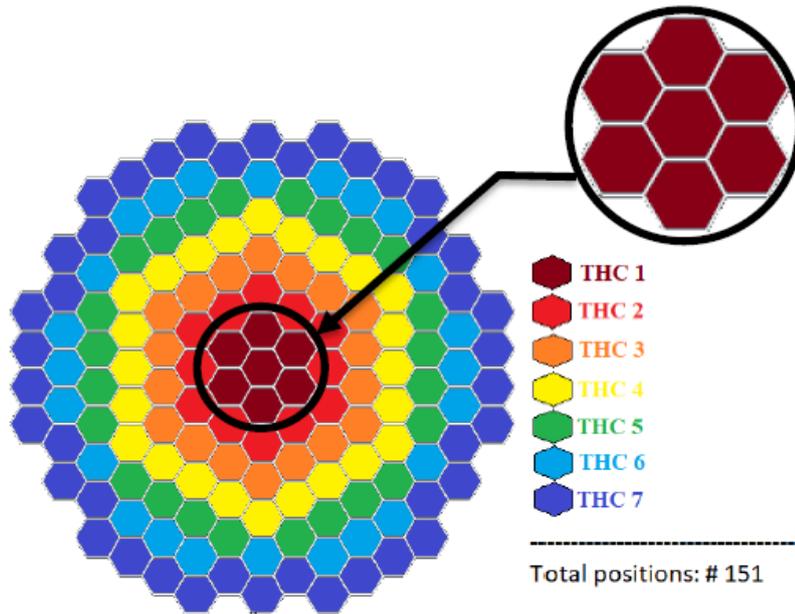


Figura 25: Análise transitória de bloqueio parcial de canal para o canal TH 1.

Fonte: [9]

A partir dessas simulações, alguns parâmetros como pressão e temperatura foram comparados com o modelo transitório para o mesmo número de canais, utilizando a versão 3.0.0 do RELAP5-3D. O transitório inicia no tempo 0 s, ou seja, na verdade a entrada é modificada em relação à original tal que um dos canais (301) tem sua área de vazão reduzida em 10% ou 60% dependendo do caso.

Esses resultados podem ser vistos nas Figuras 26, 27, 28 e 29. É importante ressaltar que essas análises foram realizadas considerando a (entrada - volume 01, meia altura – volume 12 e saída – volume 24) ao longo do canal 301.

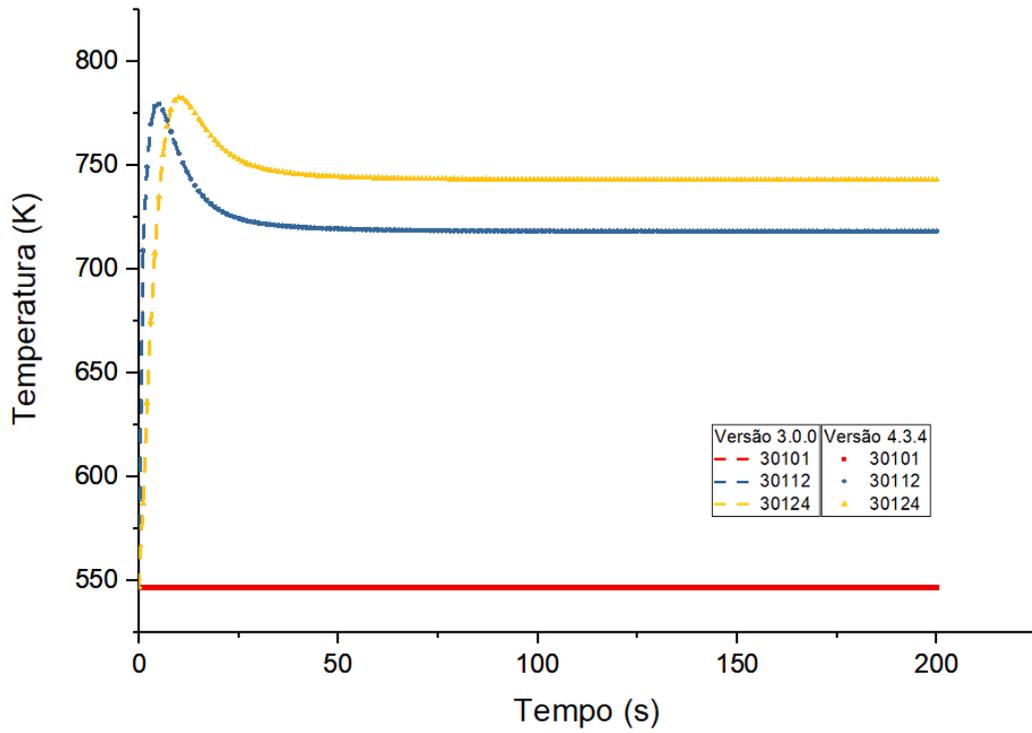


Figura 26: Temperatura do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 10% da área de vazão do refrigerante.

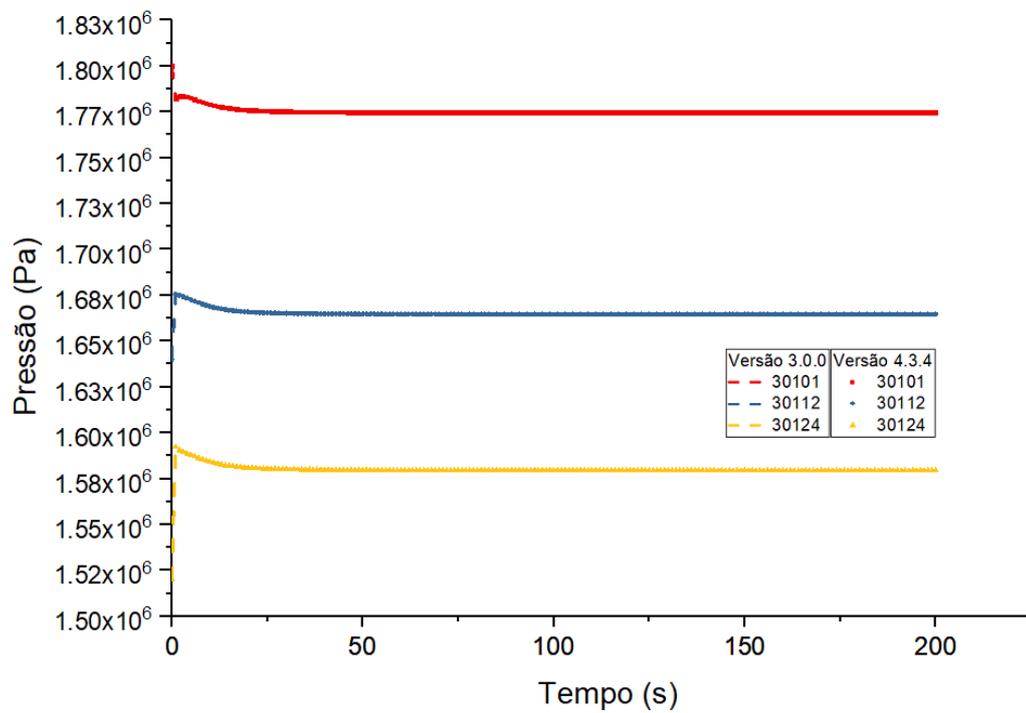


Figura 27: Pressão do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 10% da área de vazão do refrigerante.

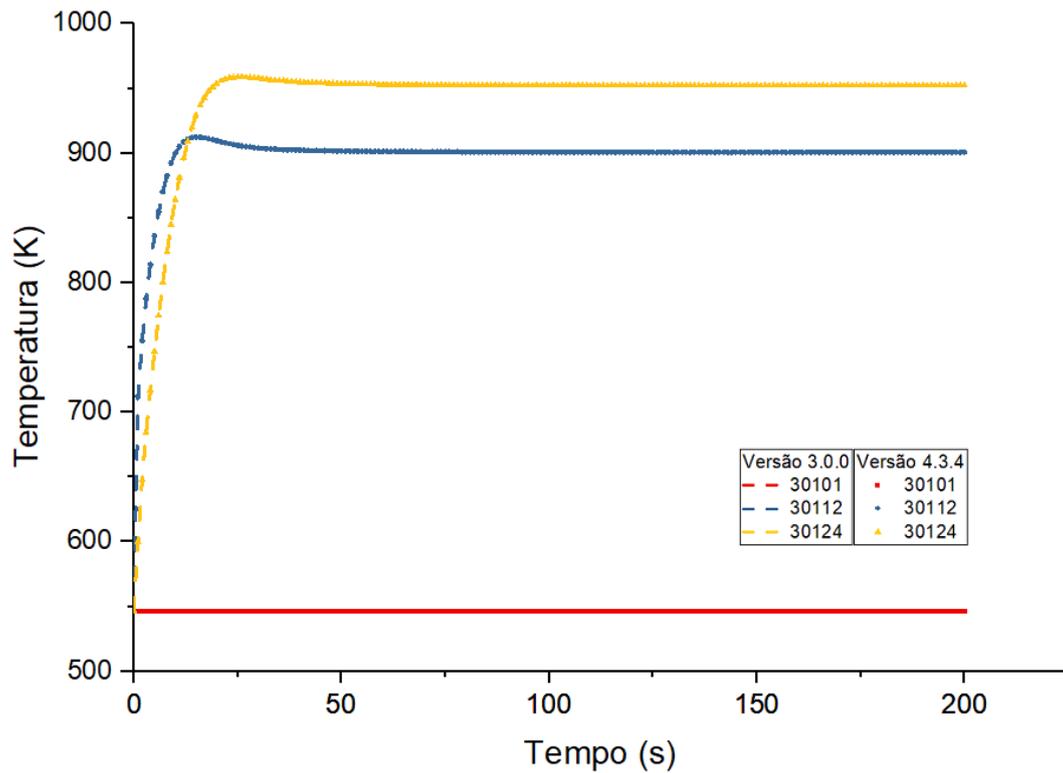


Figura 28: Temperatura do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 60% da área de vazão do refrigerante

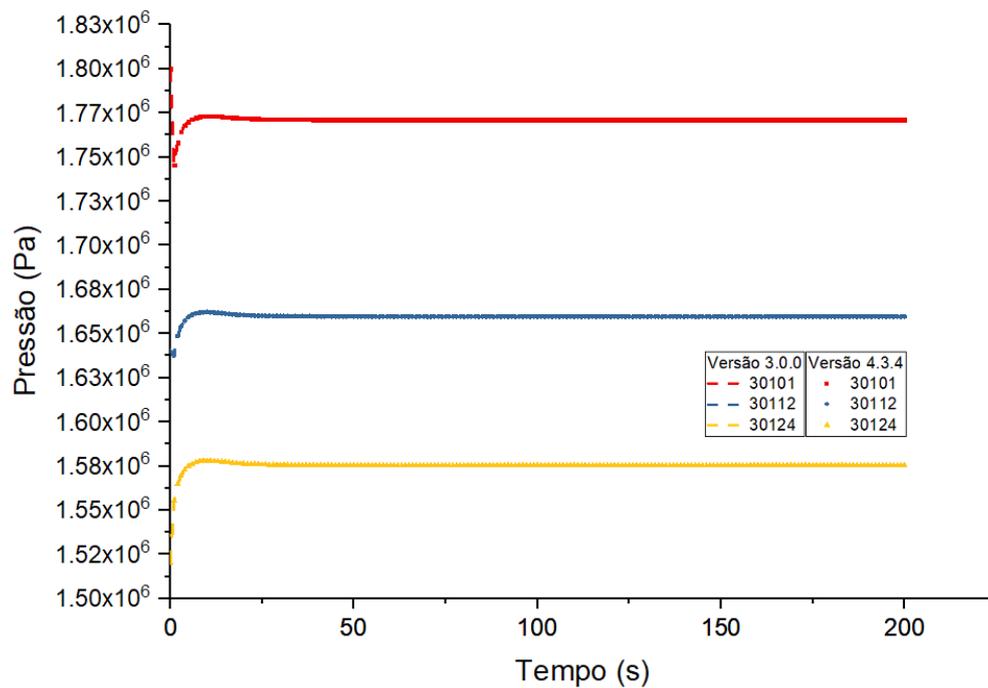


Figura 29: Pressão do refrigerante ao longo do canal 301 para uma situação transitória considerando uma redução de 60% da área de vazão do refrigerante.

A partir desses gráficos, é possível verificar a semelhança entre os modelos simulados nas duas versões do código. Para fins de comparação, na Tabela 16, são apresentados os principais dados de cálculo para o estado estacionário e para o estado transitório, ambos para a modelagem de 7 canais TH.

Tabela 16: Parâmetros térmicos para o estado estacionário e transitório para o modelo de 7 canais TH considerando o canal 301 para os casos de redução de área do canal em 10% e 60% para a versão 4.3.4 do código.

Parâmetros	Cálculo estacionário	Cálculo Transitório	
		10%	60%
Temperatura de entrada do ref. [K]	546	547	546
Temperatura de saída do ref. [K]	727	743	953
Temperatura máxima <i>cladding</i> [K]	817	831	955
Temperatura máxima combustível [K]	1865	1887	2067
Pressão de entrada do canal [MPa]	1,775	1,775	1,771
Pressão de saída do canal [MPa]	1,580	1,578	1,575
Vazão no canal [kg/s]	486,01	443,80	410,70

É importante ressaltar que as temperaturas mostradas referem-se às temperaturas de entrada e saída do refrigerante, assim como as temperaturas máximas para o revestimento e combustível. Foram analisadas as possíveis temperaturas críticas para esses transitórios de acordo com o limite de segurança do reator. A temperatura máxima do combustível não pode ultrapassar o valor aproximado de 2850 K, o qual corresponde ao ponto de fusão do MOX [9]. Logo, para ambos os casos analisados (10% e 60%) o valor para temperatura máxima do combustível está abaixo do valor limite.

A temperatura limite de operação para o LBE corresponde a aproximadamente 823 K, ponto a partir do qual começam a aparecer problemas significados associados à corrosão [9]. De acordo com a Tabela 16 o valor para a temperatura de saída do refrigerante ultrapassa este valor para o bloqueio parcial de 60% ($T = 953$ K), ou seja, deixa o reator sujeito a possíveis degradações dos materiais por corrosão. A análise do aumento das temperaturas no revestimento em função da perda de vazão de refrigerante (LBE) mostra que o reator já apresentaria problemas para esse caso considerando a temperatura de operação dos materiais que compõem a liga T91 de

aproximadamente 923 K. Cabe lembrar que essa situação não representa o comportamento real, uma vez que para simular de forma mais real esse tipo de transitório de bloqueio parcial, a interação entre todos os canais adjacentes deve ser considerada (*cross flow*). O RELAP5 é um código unidimensional e cada célula hidrodinâmica tem duas faces na direção normal, na entrada e na saída. Portanto, o modelo de junção de fluxo cruzado no RELAP5 tem sido usado para representar os fenômenos multidimensionais de fluxo, interconectando canais através de componentes do tipo junção simples (*single junction*) [44].

4.2 Cálculo das constantes de grupo para o núcleo inteiro e para os elementos combustível, refletor e refrigerante separadamente

No WIMSD-5B foram calculadas as seções de choque macroscópicas para as duas etapas conforme explicado na seção 3.2 do Capítulo 3. Primeiramente foi realizado o cálculo das constantes de dois grupos para o núcleo inteiro de acordo com o modelo mostrado no Capítulo anterior. Os resultados são mostrados na Tabela 17 para 3 concentrações de PuO₂ diferentes. São fornecidos também os valores dos fatores de multiplicação de nêutrons sendo que k_{inf} é o mesmo que k_{eff} , para o caso dos cálculos realizados nesse trabalho.

Tabela 17: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo do núcleo inteiro no código WIMSD-5D para diferentes de concentrações de PuO₂.

Elemento Combustível – 33% de PuO₂					
2 grupos k-infinito 1.156341E+00					
	D	Σ_a	Nu Σ_f	$\Sigma_s 1 \rightarrow 2$	$\Sigma_s 2 \rightarrow 1$
1	1.244751E+00	1.213097E-03	1.402751E-03	9.4645E-13	1.8966E-03
2	8.961239E-01	2.021597E-02	1.039147E-02		
Elemento Combustível – 30% de PuO₂					
2 grupos k-infinito 1.090279E+00					
	D	Σ_a	Nu Σ_f	$\Sigma_s 1 \rightarrow 2$	$\Sigma_s 2 \rightarrow 1$
1	1.240322E+00	1.181605E-03	1.288292E-03	1.6023E-12	1.9054E-03
2	8.995760E-01	1.891266E-02	9.369598E-03		
Elemento Combustível – 25% de PuO₂					
2 grupos k-infinito 9.705623E-01					
	D	Σ_a	Nu Σ_f	$\Sigma_s 1 \rightarrow 2$	$\Sigma_s 2 \rightarrow 1$
1	1.232777E+00	1.129509E-03	1.096268E-03	4.2177E-12	1.8632E-03
2	9.043952E-01	1.716845E-02	7.828917E-03		

Nas Tabelas 18, 19 e 20 são mostrados os resultados dos cálculos para dois grupos de energia para as células unitárias modeladas no código WIMSD-5 para um elemento combustível (33% de concentração de PuO₂), um elemento refrigerante e um elemento refletor, respectivamente.

Esses dados foram utilizados para a simulação do núcleo do reator no código RELAP5-3D via código NESTLE.

Tabela 18: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento combustível no código WIMSD-5D para 33% de concentração de PuO₂.

Elemento Combustível – 33% de PuO₂							
2 grupos		k-infinito	1.500456E+00	k-efetivo		1.500456E+00	
	D	D/ $\Sigma_{tr} = 3D^2$	Σ_a	Nu Σ_f	Σ_f	$\Sigma_{s\ 1 \rightarrow 2}$	$\Sigma_{s\ 2 \rightarrow 1}$
1	1.753021E+00	9.21924	2.156307E-03	3.235451E-03	1.2942E-03	1.1162E-13	4.1867E-04
2	8.973049E-01	2.41571	7.361110E-02	3.438928E-02	0.01376		

Tabela 19: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento refrigerante no código WIMSD-5D.

Elemento Refrigerante							
2 grupos		kinf $\cong 0$					
	D	D/ $\Sigma_{tr} = 3D^2$	Σ_a	Nu Σ_f	$\Sigma_{s\ 1 \rightarrow 2}$	$\Sigma_{s\ 2 \rightarrow 1}$	
1	1.504670E+00	6.7921	3.889615E-04	$\cong 0$	2.7966E-05	1.9208E-04	
2	1.094505E+00	3.59382	1.728234E-03	$\cong 0$			

Tabela 20: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento refletor no código WIMSD-5D.

Elemento Refletor							
2 grupos		kinf $\cong 0$					
	D	D/ $\Sigma_{tr} = 3D^2$	Σ_a	Nu Σ_f	$\Sigma_{s\ 1 \rightarrow 2}$	$\Sigma_{s\ 2 \rightarrow 1}$	
1	8.631787E-01	2.23523	5.459263E-04	$\cong 0$	3.5180E-11	2.0790E-03	
2	6.865067E-01	1.41387	1.226360E-03	$\cong 0$			

Nas Tabelas 21 e 22 são mostrados os resultados para a célula equivalente do elemento combustível com 30% e 25% de concentração de PuO₂, respectivamente. Os resultados para o refrigerante e o refletor para estes últimos dois casos não são mostrados, pois são os mesmos apresentados nas Tabelas 19 e 20.

Tabela 21: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento combustível no código WIMSD-5D para 30% de concentração de PuO₂.

Elemento Combustível – 30% de PuO₂							
2 grupos		k-infinito	1.500456E+00	k-efetivo		1.500456E+00	
	D	D/ $\Sigma_{tr} = 3D^2$	Σ_a	Nu Σ_f	Σ_f	$\Sigma_{s\ 1 \rightarrow 2}$	$\Sigma_{s\ 2 \rightarrow 1}$
1	1.742619E+00	9.110163	2.082396E-03	2.977743E-03	1.1911E-03	9.9600E-14	4.1737E-04
2	9.104511E-01	2.486764	6.852004E-02	3.146815E-02	0.0125872		

Tabela 22: Dados de dois grupos gerados pela simulação do modelo de um elemento combustível no código WIMSD-5D para 25% de concentração de PuO₂.

Elemento Combustível – 25% de PuO₂							
2 grupos		k-infinito	1.500456E+00	k-efetivo	1.500456E+00		
	D	D/ $\Sigma_{tr} = 3D^2$	Σ_a	Nu Σ_f	Σ_f	$\Sigma_{s\ 1 \rightarrow 2}$	$\Sigma_{s\ 2 \rightarrow 1}$
1	1.724573E+00	8.922456	1.960258E-03	2.546901E-03	1.01876E-03	8.1274E-14	4.1867E-04
2	9.346262E-01	2.62058	5.949627E-02	2.646520E-02	0.010586		

4.3 Resultados neutrônicos no código NESTLE

Para o código NESTLE foram consideradas as constantes para dois grupos calculadas no código WIMSD-5D e que foram apresentadas nas Tabelas 18, 19, 20, 21 e 22. O modelo do núcleo simulado foi apresentado no Capítulo anterior. Lembrando que para o refrigerante foi utilizado o chumbo (Pb) no lugar do bismuto (Bi) e o (Zr) no lugar do (Y) para o refletor. Foram considerados 7 anéis para melhor representação do núcleo conforme foi mostrado na Figura 20. O código NESTLE apresenta um arquivo de saída com os dados de distribuições de fluxo neutrônico, densidade de potência, potência total e potência relativa para todos os níveis planares do núcleo para cada nó neutrônico, além de fornecer o valor de k_{eff} .

Dessa forma, na Tabela 23 são mostrados os resultados para o cálculo do fator de multiplicação efetivo (o NESTLE não fornece o valor de k_{inf}) para as 3 concentrações de PuO₂, utilizando as constantes calculadas no código no WIMS. Os valores obtidos no código NESTLE são comparados com aqueles calculados no WIMSD para o núcleo inteiro. Como é possível verificar pela tabela, todos os cálculos no NESTLE estão superestimados em relação ao código WIMSD em torno de 15%. Além disso, mesmo considerando a menor concentração de PuO₂, o valor de k ainda fica maior que 1 pela simulação no código NESTLE. Dessa forma, é necessário um estudo mais aprofundado da modelagem no código NESTLE com cálculos de sensibilidade, para encontrar um resultado mais próximo de 1.

Uma das diferenças em relação ao modelo WIMSD é que no NESTLE foram considerados mais elementos refrigerantes (58) em relação ao WIMSD (43) devido à necessidade de se completar o último anel do hexágono representativo do núcleo.

Tabela 23: Resultados para o cálculo do fator de multiplicação efetivo para as 3 concentrações de PuO₂

PuO₂	k_{eff} - WIMSD-5B	k_{eff} - NESTLE	Diferença (N – W)/W
33%	1.156341	1.32723	15%
30%	1.090279	1.25883	15%
25%	0.970562	1.13387	17%

Foram analisados dois trabalhos de referência para comparação do fator de multiplicação efetivo utilizando a mesma porcentagem de enriquecimento do MOX e diferentes configurações do núcleo conforme representado na Tabela 24. No trabalho de referência [45] o núcleo utilizado possui 102 posições hexagonais, 3 posições centrais e 19 posições acessíveis para abrigar dispositivos experimentais, que são os canais multi-função (CMF). No trabalho de referência [46] o núcleo possui 99 posições hexagonais e 17 posições acessíveis para dispositivos experimentais. Ambas simulações foram realizadas no código MCNPX (Código de Monte Carlo). O núcleo do MYRRHA utilizado para esse trabalho possui 151 posições hexagonais, sendo 37 posições acessíveis para experimentos.

Tabela 24: Comparação do fator de multiplicação efetivo com a literatura pesquisada

	Número de EC	k_{eff}	Número de posições do núcleo	PuO₂
MCNPX [45]	45	0,95	102	30%
MCNPX [46]	45 a 50	0,95	99	30%
WIMSD	66	1.090279	151	30%
NESTLE	66	1.25883	151	30%

É importante ressaltar que o reator MYRRHA ainda está em fase de desenvolvimento, e por isso é possível encontrar na literatura pesquisada diferentes composições do núcleo. A partir dos resultados encontrados na Tabela 24 conseguimos verificar que o modelo neutrônico desenvolvido para o código NESTLE necessita de maiores aprimoramentos e análises mais refinadas. No entanto, é possível utilizar essas simulações para futuras pesquisas, afim de estudar e avaliar o comportamento neutrônico de um reator a partir das concentrações de combustível e o número de elementos combustíveis utilizados.

5. CONCLUSÃO

Neste trabalho foram apresentadas modelagens termo-hidráulicas e neutrônicas para o núcleo do reator MYHRRA. Para isso, foram realizadas simulações computacionais utilizando o código de análise termo-hidráulica RELAP5-3D 4.3.4, o código de análise neutrônica NESTLE e o código para cálculo de célula WIMSD-5B.

Inicialmente foram simulados alguns canais termo-hidráulicos na versão 4.3.4 do RELAP5-3D para analisar parâmetros térmicos como temperatura e pressão do refrigerante, temperatura do revestimento e do combustível no estado estacionário. Esses resultados por sua vez foram comparados com os obtidos na versão 3.0.0 do RELAP5-3D. Além disso, foram realizadas simulações de transitórios para o modelo de 7 canais na versão 4.3.4 considerando a perda de vazão de refrigerante nas porcentagens 10% e 60%. Esses resultados foram comparados ao estado estacionário para o mesmo número de canais, uma vez que não houve grandes divergências para a situação de transitório nas versões 4.3.4 e 3.0.0, conforme demonstrado nas Figuras 26, 27, 28 e 29. Além disso, em relação ao regime transitório no canal central do modelo de sete canais, concluímos que para uma perda de vazão de refrigerante próxima a 60% já existiriam problemas relacionados a corrosão dos materiais devido ao valor superior à temperatura limite para o LBE e para o material do revestimento T91.

No código de cálculo de célula WIMSD-5B foram geradas as seções de choque macroscópicas de dois grupos para o elemento combustível, elemento refrigerante e elemento refletor, utilizando enriquecimentos diferentes para o Pu conforme mostrado na seção 3.2.2. Além disso, foram geradas também as seções de choque referentes a célula equivalente do núcleo conforme explicado no item 3.2.1. Foram analisados separadamente os valores do k_{eff} conforme mostrado no item 4.2 e verificou-se que para enriquecimentos menores do Pu, o k_{eff} diminuiu consideravelmente. O valor do k_{eff} obtido mais próximo de 1 foi encontrado para um enriquecimento de 25% de Pu para o WIMS e para o NESTLE cujos valores foram 0.970562 e 1.13387 respectivamente. O valor encontrado para o NESTLE está um pouco acima do resultado esperado, e por isso requer mais análises e testes. É importante ressaltar que na modelagem do NESTLE foram utilizados mais elementos refrigerantes (58) do que no WIMS (43) devido à necessidade de completar o último anel do hexágono.

Para trabalhos futuros:

- ✚ Gerar as seções de choque macroscópicas no WIMSD-5B para uma maior faixa de temperaturas para análise em casos de transitórios;
- ✚ Gerar as seções de choque macroscópicas no WIMSD-5B para o núcleo com barras e sem barras de controle;
- ✚ Utilizar o modelo com mais canais TH no RELAP5-3D e com outras partes do reator;
- ✚ Incluir dados das barras de controle no RELAP5-3D;
- ✚ Rodar o cálculo acoplado em estado estacionário e transitório;
- ✚ Realizar análises de segurança.

REFERÊNCIAS

- [1] Antunes, A., “Um estudo da física de sistemas multiplicativos subcríticos acionados por fontes e a utilização de códigos determinísticos no cálculo destes sistemas”. 2008. 106f. Dissertação (Mestrado na área de reatores nucleares de potência) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Universidade de São Paulo, São Paulo, SP.
- [2] Gilberti, M., “Contribuições ao desenvolvimento de sistemas sub-críticos dirigido por aceleradores aplicados à transmutação de rejeitos altamente radioativos”. 2014. 80f. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares) – Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG.
- [3] Macedo, A. A. P., “Proposta De Um Reator Rápido Refrigerado A Gás Utilizando Transurânicos”. 2016. 115F. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares) - Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG.
- [4] Fortini, A., “Transurânicos Em Reator A Gás De Alta Temperatura”. 2014. Tese (Doutorado em Ciências Técnicas Nucleares) – Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG.
- [5] Barros, G. P., “Combustíveis para ADS”. 2014. Tese (Doutorado em Ciências Técnicas Nucleares) – Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG.
- [6] Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J. Nuclear reactor analysis, department of nuclear engineering, The University of Michigan, ed. John Wiley & Sons, 1976.
- [7] Scari, M. E., “Estudo Termofluidodinâmico de Reatores Nucleares Avançados de Alta Temperatura Utilizando o RELAP5-3D”. 2017. Tese (Doutorado em Ciências Técnicas Nucleares) - Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG.
- [8] Ramos, M. C., “Modelagem e Análise Termo-Hidráulica do Reator LS-VHTR Utilizando o código RELAP5-3D”. 2017. Tese (Dissertação em Ciências e Técnicas Nucleares) – Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG.

[9] Fernandes, G. N. H., “Aplicação do Código RELAP5-3D para Análise Térmica do Núcleo de um Reator ADS”. 2018. 156f. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares) – Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brazil.

[10] Benedetti, S. et al., “Neutronic coupling between the MYRRHA core and the In-Vessel Fuel Storages” (BNEN, Belgian Nuclear Education Network) p. 5–94, 2010-2011.

[11] Sarotto, M. et al., “The MYRRHA-FASTEF cores design for critical and sub-critical operational modes (EU FP7 Central Design Team project)”. Nuclear Engineering and Design, v. 265, p. 184–200, 2013.

[12] Russo, P. C., "Reações Nucleares de Alta energia ("Spallation") e Sua Aplicação em cálculo de Sistemas Acionados por Fonte", Tese - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Universidade de São Paulo (2011).

[13] Nuclear data needs for MYRRHA and MINERVA. Unkown: Sck, 2019. 23 slides.
Disponível em: <https://www.oecd-neo.org/dbdata/meetings/jeff_stakeholders_2019/JSW_9.pdf>. Acesso em: 21 jan. 2021.

[14] Abderrahim, H. A. et al., “MYRRHA: A Multipurpose accelerator driven system for r&d”. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A 463, p. 487-494, 2001.

[15] De Bruyn, D. J. et al., “The Fast-spectrum Transmutation Experimental Facility FASTEF: Main Design Achievements (Part 2: Reactor Building Design & Plant Layout) Within The FP7” - CDT Collaborative Project Of The European Commission. p. 2689–2694, 2012.

[16] Abderrahim, H. A. et al., “MYRRHA - A multi-purpose fast spectrum research reactor”. Energy Conversion and Management, v. 63, p. 4–10, 2012.

[17] Morresi, G., “Preliminary study of MYRRHA control system analysis”. 2013-2014. 165f. Dissertação (Curso di Laurea Magistrale in Ingegneria Nucleare) - Dipartimento di Ingegneria Civile e Industriale, Università de Pisa, Itália.

- [18] Zhang, J. “Lead-bismuth eutectic (LBE): A coolant candidate for Gen. IV advanced nuclear reactor concepts”. *Advanced Engineering Materials*, v. 16, n. 4, p. 349–356, 2014.
- [19] INL, RELAP5/MOD3 Code Manual Vol.1 Code Structure, System Models and Solution Methods. v. NUREG/CR55, n. October 2015, 2015.
- [20] Reis, P. A. L. et al. Simulation of a TRIGA Reactor Core Blockage Using RELAP5 Code. *Science and Technology of Nuclear Installations*, v. 2015, p. 1-10, 2015.
- [21] Reis, P. A. L. et al., Sensitivity Analysis to a RELAP5 Nodalization Developed for a Typical TRIGA Research Reactor. *Nuclear Engineering and Design (Print)*, v. 242, p. 300-306, 2012.
- [22] Costa, A. L. et al., “Thermal hydraulic analysis of the IPR-R1 TRIGA research reactor using a RELAP5 model”. *Nuclear Engineering and Design (Print)*, v. 240, p. 1487-1494, 2010.
- [23] Reis, P. A. L. et al., “Assessment of a RELAP5 model for the IPR-R1 TRIGA research reactor”. *Annals of Nuclear Energy*, v. 37, p.1341-1350, 2010.
- [24] Soares, H. V. et al., “Analysis of loss of flow events on Brazilian Multipurpose Reactor using the RELAP5 code”. *International Journal of Nuclear Energy*, Article ID 186189, 12 pages, 2014.
- [25] Soares, H. V. et al., “Analysis of postulated loss of coolant accidents on Brazilian Multipurpose Reactor using RELAP5”, 14th Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering, ENCIT, Rio de Janeiro, 2012.
- [26] Soares, H. V. et al., “Valuation of BWR stability operating in natural circulation conditions”. *Progress in Nuclear Energy*”, v. 53, p. 1095-1104, 2011a.
- [27] Costa, A. L. et al., “Simulation of an hypothetical out-of-phase instability case in boiling water reactor by RELAP5/PARCS coupled codes”. *Annals of Nuclear Energy*, v. 35, p. 947-957, 2008.OK
- [28] Costa, A. L. et al., “Analyses of pressure perturbation events in boiling water reactor. *Annals of Nuclear Energy*”, v. 35, p. 1199-1215, 2008.

[29] González, J. M. et al., “Thermal hydraulic simulations of the Angra 2 PWR”. EPJ Nuclear Sciences & Technologies, v. 1, p. 5, 2015.

[30] Reis, P. A. L. et al., “Evaluation of The Angra 2 Nuclear Power Plant Using a Relap5-Parcs Coupled Model”. In: International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2017, 2017, Belo Horizonte. Proceedings of the eighth International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2017, 2017. p. 1-7.

[31] Scari, M. E. et al., “HTR steady state and transient thermal analyses”, International Journal of Hydrogen Energy, v. 41, p. 7192-7196, 2016.

[32] Ramos, M. C. et al., “Steady-state thermal simulations of the liquid-salt-cooled high-temperature reactor”. International Journal of Energy Research, v. 1, p. 1-10, 2017.

[33] Ramos, M. C. et al., “TRISO Fuel Thermal Simulations in the LS-VHTR”. Brazilian Journal of Radiation Sciences”, v. 7, p. 1-17, 2019.

[34] Costa, A. L. e Pereira, C., “An Evaluation of the Americium Insertion in UO₂ Fuel”. Annals of Nuclear Energy, v. 29, p. 767-775, 2002.

[35] Silva, F. C. et al., “A Neutronic Evaluation of Reprocess Fuel and Depletion Study of VHTR using MCNPX and WIMS-D5 Code”. Fusion Science and Technology, v. 61, p. 338-342, 2012.

[36] Reis, P. A. L. et al., “Evaluation of The Neutronic Feedback Effects in Loca Simulation of The Triga Ipr-R1 Reactor”. Computational Thermal Sciences, v. 11, p. 243-254, 2018.

[37] Costa, A. L. et al., “Valuation of Power Oscillations in a BWR after Control Rod Banks Withdrawal Events”. In: ANIMMA 2009 - Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications, 2009, Marseille. Anais do ANIMMA 2009. Marseille: IEEE Transactions on Nuclear Science (TNS), 2009. p. 1-6.

[38] Mesquita, P. A. F. et al., “Neutronic Comparison of RELAP5-3D and MCNP5 Models for the TRIGA IPR-R1”. In: RRFM 2015, 2015, Bucarest. Transactions of the RRFM 2015. Bruxelles: European Nuclear Society, 2015. v. 1. p. 824-831.

[39] Costa, A. L. et al., “A neutronic evaluation of the (Pu U) and (Am Pu U) insertion in a typical fuel of Angra-I”. *Annals of Nuclear Energy*, v. 36, p. 1-6, 2009.

[40] Costa, A. L. et al., “RELAP5-3D Analysis of Pressure Perturbation at the Peach Bottom BWR During Low-Flow Stability Tests”. In: *14th International Conference on Nuclear Engineering, 2006, Miami. 2006 Proceedings of the 14th International Conference on Nuclear Engineering*. NY: ASME, 2006. v. 2. p. 839-846.

[41] Oak Ridge National Laboratory. WIMSD-5B.12 – Deterministic code system for reactor-lattice calculations, RSICC Computer Code Collection, 2007.

[42] da Silva, C. A. M., “Desenvolvimento de uma Metodologia para Simulação de Reatores Refrigerados a Gás com Propósito de Transmutação”. 2009. Tese (Doutorado em Ciências Técnicas Nucleares) - Escola de Engenharia, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil.

[43] Fortini, A. et al., “Recent advances on the use of reprocessed fuels and combined thorium fuel cycles in HTR systems”. *Progress in Nuclear Energy (New Series)*, v. 83, p. 482-496, 2014.

[44] The RELAP5-3D© Code Development Team, “RELAP5-3D© Code Manuals”, INEELEXT-98-00834, Idaho National Laboratory, USA, 2009.

[45] Abderrahim, H. A. et al., “Fuel design for the experimental ADS MYRRHA”, *Technical Meeting on use of LEU in ADS*, 2002.

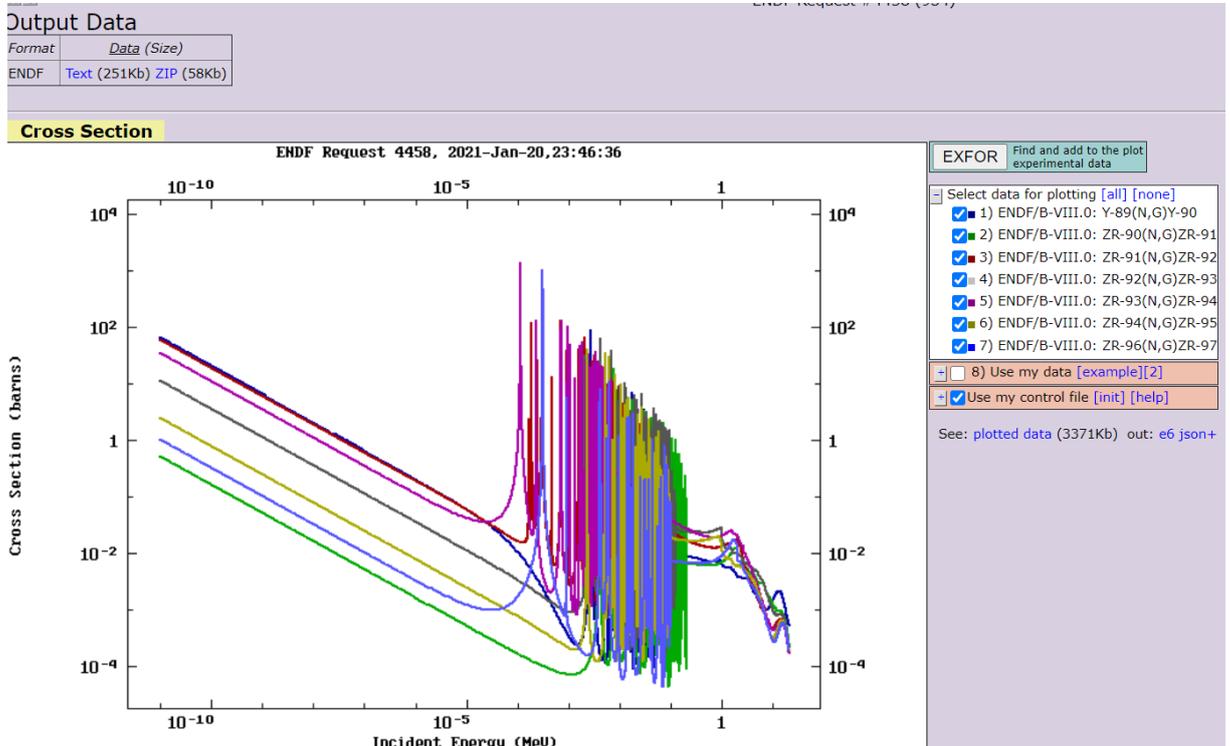
[46] Abderrahim, H. A & D'Hondt, P. “MYRRHA: A European Experimental ADS for R&D Applications Status at Mid-2005 and Prospective towards Implementation”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 44:3, 491-498, 2012.

[47] Fan, Z. Q. et al., “The microstructure and mechanical properties of T91 steel processed by ECAP at room temperature”. *Journal of Nuclear Materials*, 434, 417-421, 2013.

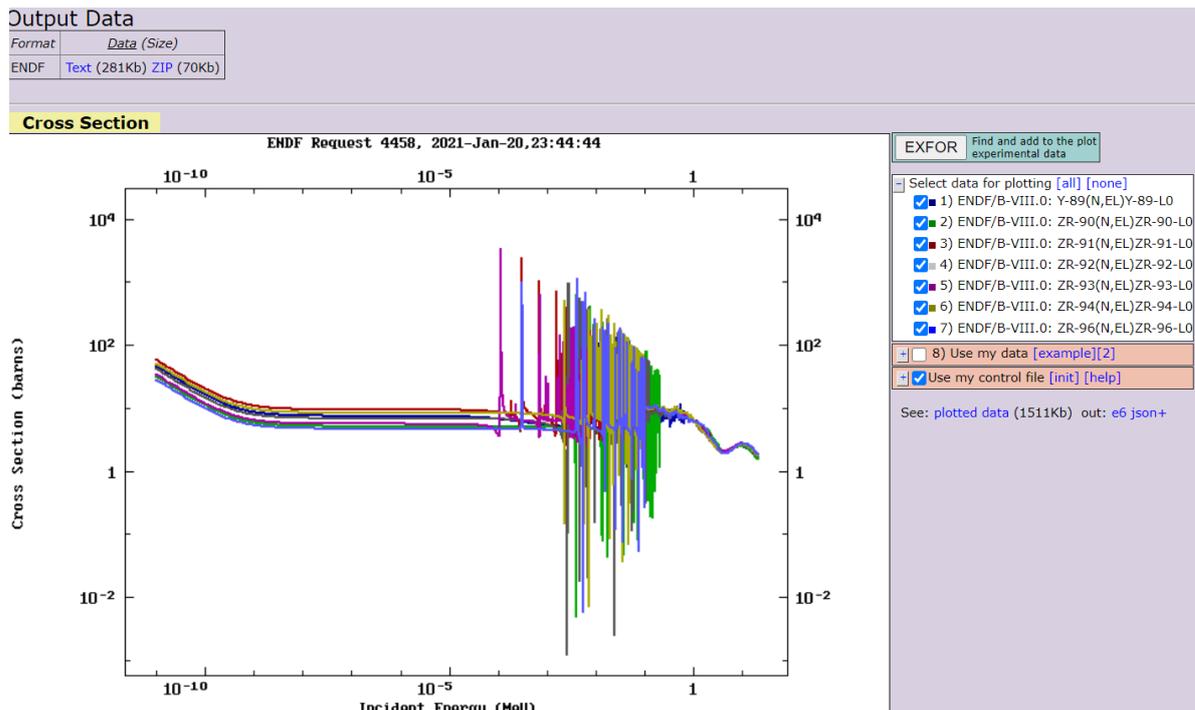
ANEXO I

Análise substituição Y por Zr nos elementos refletores

1- (N,G)



2- (N,EL)

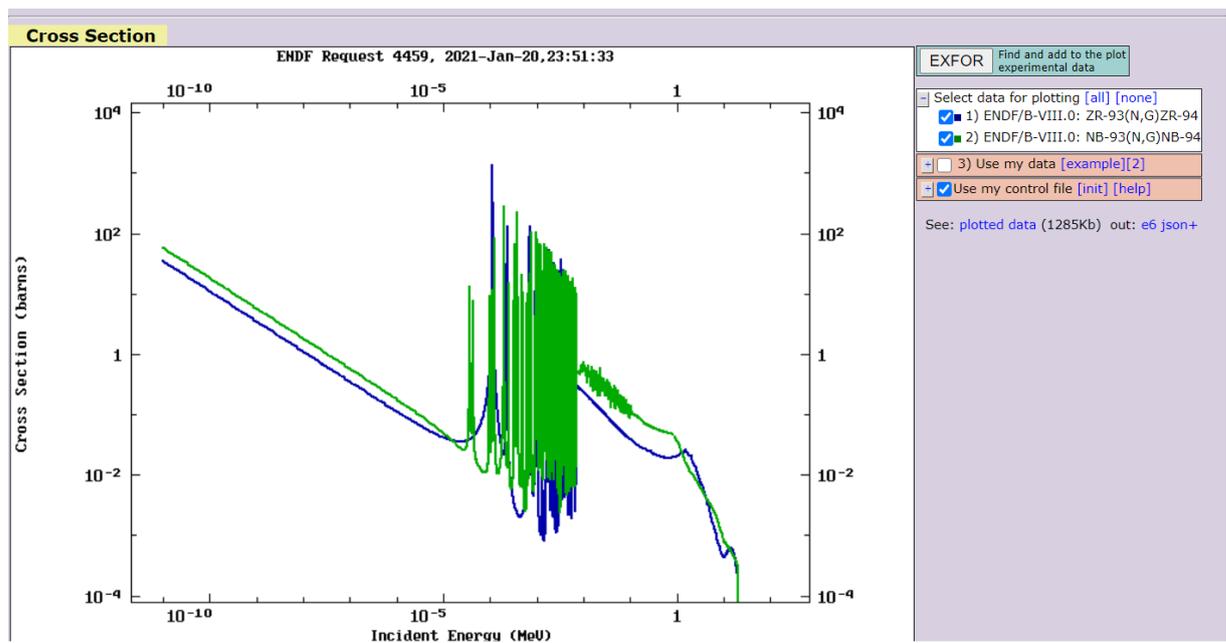
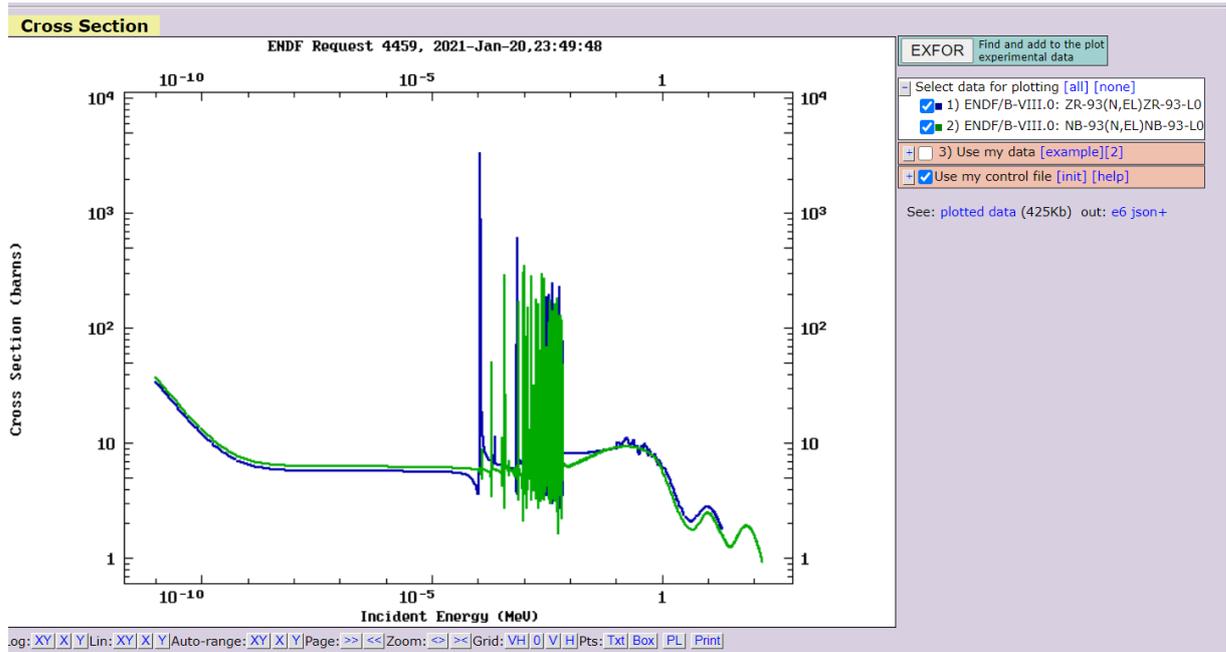


Comportamento parecido de acordo com os gráficos acima.

3- Decaimento: Análise dos Filhos

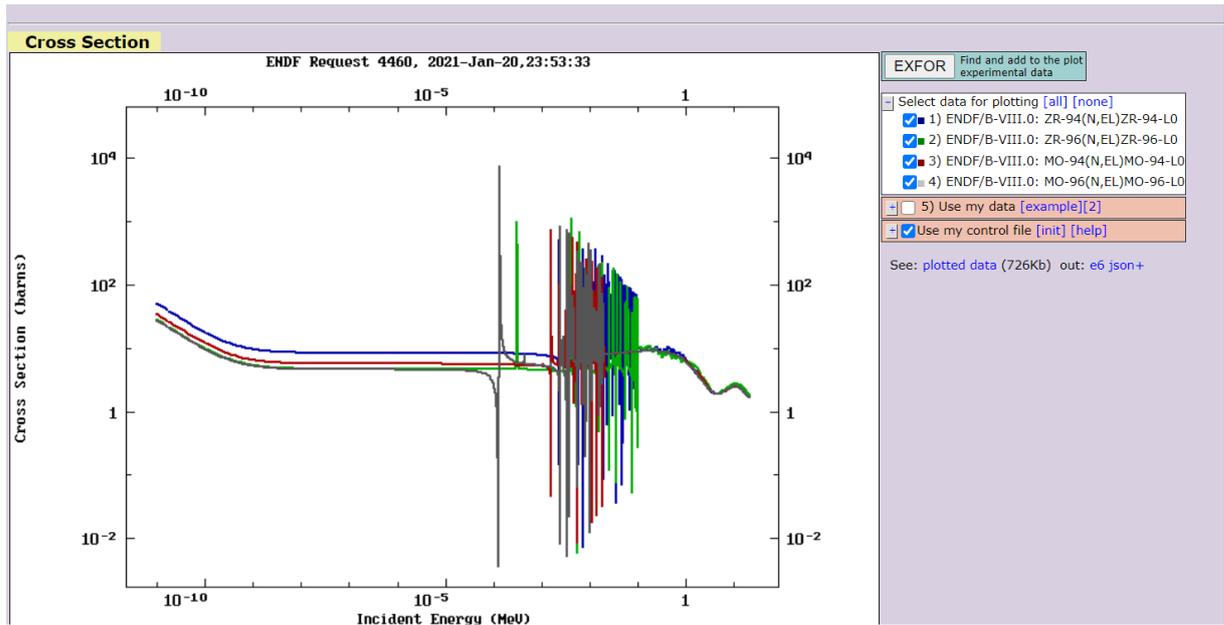
Tanto o Y-89 como os zircônios 90,91 e 92 são estáveis

Zr-93 → Ni-93 (estável)



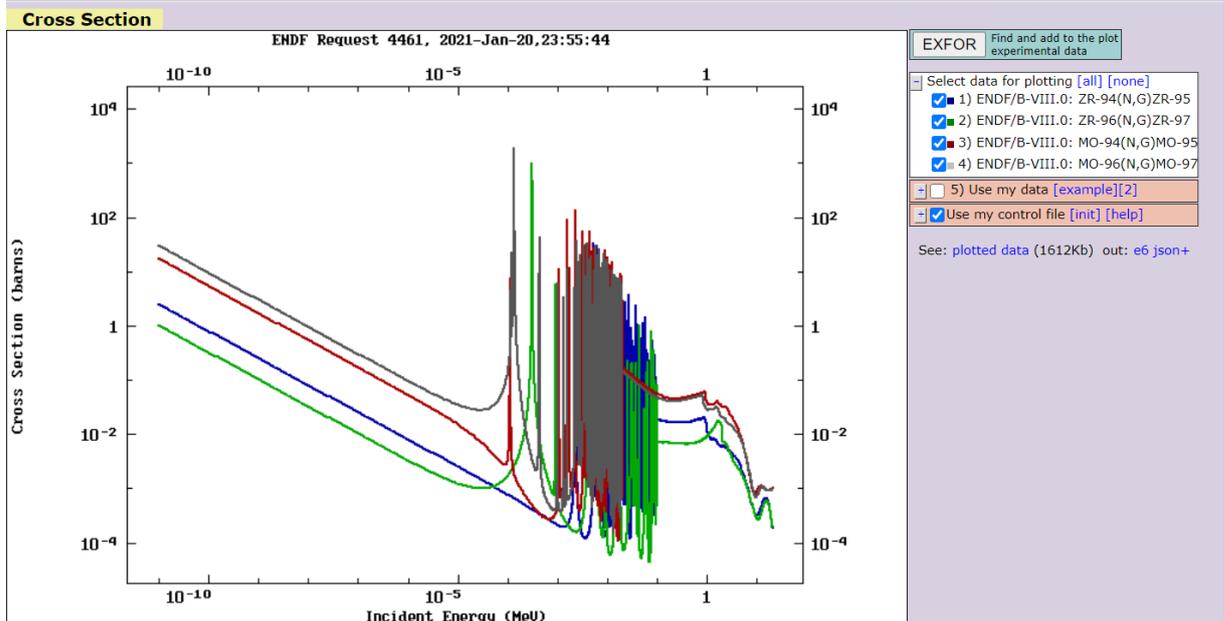
Zr-94 → Mo-94 (estável)

Zr-96 → Mo-96 (estável)



Output Data

Format	Data (Size)
ENDF	Text (132Kb) ZIP (28Kb)



Densidades:

Zr 6511 kg/m³ Ni 8570 kg/m³ Mo 10.28 g/cm³ Y 4472 kg/m³

Substituir Y por Zr