

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

NADIA RODRIGUES DOS SANTOS

**ESTIMATIVA DA QUEIMA ESPACIAL DO COMBUSTÍVEL PARA
REATORES NUCLEARES DE PESQUISA**

Rio de Janeiro

2014

NADIA RODRIGUES DOS SANTOS

**ESTIMATIVA DA QUEIMA ESPACIAL DO COMBUSTÍVEL PARA REATORES
NUCLEARES DE PESQUISA**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Engenharia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do Grau de Mestre em Ciência e Tecnologia Nucleares – Acadêmico em Engenharia de Reatores.

Orientadores: Prof^a. Dra. Maria de Lourdes Moreira (PPGCTN / IEN / CNEN)

Prof. Dr. Zelmo Rodrigues de Lima (PPGCTN / IEN / CNEN)

Rio de Janeiro

2014

SANT Rodrigues dos Santos, Nadia.

Estimativa da Queima Espacial do Combustível para
Reatores Nucleares de Pesquisa /Nádia Rodrigues dos Santos – Rio
de Janeiro: CNEN /IEN, 2014.

xvi, 91f.: il.; 29,7 cm

Orientadores: Maria de Lourdes Moreira e Zelmo
Rodrigues de Lima

Dissertação (Mestrado em Ciência e Tecnologia Nucleares)

Instituto de Engenharia Nuclear, PPGCTN/IEN, 2014.

1. Queima de Combustível. 2. Reatores de Pesquisa.
3. Cálculo de Célula. 4. Teoria da Difusão de Nêutrons

**ESTIMATIVA DA QUEIMA ESPACIAL DO COMBUSTÍVEL PARA REATORES
NUCLEARES DE PESQUISA**

Nadia Rodrigues dos Santos

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM
CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA
NUCLEAR DA COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR COMO PARTE
DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE
EM CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES – ÊNFASE ACADÊMICO EM
ENGENHARIA DE REATORES.

Aprovada por:

Prof^a. Maria de Lourdes Moreira, D.Sc.

Prof. Zelmo Rodrigues de Lima, D.Sc.

Prof. Rubens Souza dos Santos, D.Sc.

Prof. Alessandro da Cruz Gonçalves, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL
FEVEREIRO DE 2014

“Certamente que a bondade e a misericórdia me seguirão todos os dias da minha vida; e habitarei na casa do Senhor por longos dias.”

AGRADECIMENTOS

Primeiramente agradeço a Jesus, autor e consumidor da minha fé, o meu amado Mestre.

Aos meus pais, Abelardo e Zélia que sempre me apoiaram e me ensinaram a buscar conhecimento.

Ao Hung, meu esposo, por me ajudar em todo o tempo, muitas vezes negligenciando seus próprios interesses. Meu carinho e minha gratidão por estar sempre ao meu lado.

Agradeço à minha orientadora Dra. Maria de Lourdes Moreira pela cordialidade e por sempre dispor de uma palavra de ânimo e encorajamento.

Ao Dr. Zelmo Rodrigues de Lima, agradeço imensamente pela dedicação, paciência, honestidade e principalmente pelo profissionalismo.

À Eliene Silva, um agradecimento especial por sua bondade e lealdade. Amiga em todos os momentos, um exemplo de vida para mim. Serei eternamente grata por sua amizade.

Ao meu amigo Tob Rodrigues, minha gratidão por seu companheirismo, amabilidade e por ter me incentivado a fazer o Mestrado no IEN.

À Luciana Bárbara, amiga de longa data, por se alegrar junto comigo nessa conquista tão importante para mim.

Ao Dr. João Jachic pelas diversas aulas extras.

À Sra. Claudia Coelho pela generosidade e zelo para fazer sempre o melhor.

A todos os professores do programa, pelo conhecimento compartilhado.

Aos funcionários desta instituição pelos serviços prestados.

À Margareth Holanda por me acompanhar e aconselhar todo esse tempo.

RESUMO

O estudo do comportamento do núcleo durante a operação de um reator nuclear é sobretudo importante para a análise nuclear. A queima do combustível acarreta inúmeras modificações no combustível do núcleo devido aos fenômenos físicos associados a interação dos nêutrons. A importância do estudo da queima está em se estabelecer o arranjo e rearranjo dos combustíveis, carregamento e descarregamento com o objetivo de se alcançar um funcionamento que seja o mais econômico dentro das restrições de projeto, respeitando as normas de segurança. A proposta deste trabalho consiste em estimar a queima espacial do combustível para dois reatores de pesquisa tipo placa, à dispersão, com diferentes dimensões e combustíveis. São eles: o benchmark *Material Test Research – International Atomic Energy Agency* (MTR – IAEA), constituído por uma liga de urânio e alumínio, dispersa em alumínio, e o outro, um típico reator multipropósito (RM), constituído por uma liga de urânio e silício dispersa em alumínio. Para o desenvolvimento desse trabalho foram utilizados os códigos computacionais WIMSD-5B, que realiza cálculo de célula, e um código, baseado na teoria da difusão de nêutrons, escrito em FORTRAN. Os resultados obtidos foram considerados satisfatórios estando em conformidade com o *benchmark* escolhido. Os códigos empregados nesse trabalho evidenciam ser válidos para estimar a queima espacial de outros reatores nucleares de pesquisa. Para trabalhos futuros sugere-se simulações com outras bibliotecas do WIMS e outras configurações do núcleo. Também são sugeridas comparações dos resultados do WIMSD-5B com programas frequentemente empregados nos cálculos de queima e também programas comerciais. Outra proposta é estimar a queima do combustível, levando-se em consideração os parâmetros de termohidráulica e o aparecimento do Xenônio.

Palavras - chave: queima do combustível, reatores de pesquisa, cálculo de célula, teoria da difusão de nêutrons.

ABSTRACT

The study of the core behavior during the operation of a nuclear reactor is exceedingly important for nuclear analysis. The fuel burnup causes numerous changes in nuclear fuel due to physical phenomena associated with the interaction of neutrons. The importance of the burnup study is to establish the arrangement and rearrangement of the fuel loading and unloading with the objective of reaching an operation that is the most economical within the constraints of the project, respecting safety standards. The purpose of this study is to estimate the spatial burnup fuel for two research reactors plate type dispersion, with different dimensions and fuel types, namely, MTR IAEA benchmark, consisting of an alloy of uranium and aluminum, and the other, a typical multipurpose reactor (RM) composed of an alloy of uranium and aluminum dispersed silicon. To develop this work were used computational codes WIMSD-5B, which performs cell calculation, and a code based on the of neutron diffusion theory, written in FORTRAN. The results were considered satisfactory and complies with the benchmarck chosen. The codes used in this work proved valid for estimating the spatial burnup of other nuclear research reactors Future studies suggest simulations with other WIMS libraries and other settings core. Comparisons of WIMSD-5B results with programs often employed in burnup calculations and also commercial programs are also suggested. Another proposal is to estimate the fuel burnup considering the thermohydraulics parameters and the Xenon production.

Keywords: fuel burnup, research reactors, cell calculation, neutron diffusion theory

LISTA DE SIGLAS E ABREVIATURAS

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear

EC – Elemento Combustível

ECS – Elemento de Controle/Segurança

HEU – *High Enriched Uranium*

IAEA – *International Atomic Energy Agency*

IEN – Instituto de Engenharia Nuclear

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

LEU – *Low Enriched Uranium*

RM – Reator Multipropósito

MTR – *Material Test Reactor*

NRC – *Nuclear Regulatory Commission*

OPAL – *Open Pool Australian Light - Water*

RERTR – *Reduced Enrichment for Research and Test Reactor*

RMB – Reator Multipropósito Brasileiro

SI – *Sistema Internacional de Unidades*

WIMS – *Winfrith Improve Multigroup Scheme*

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: Reator OPAL	21
Figura 2: Reactores utilizados como referência para o RMB	22
Figura 3: Reator Argonauta	23
Figura 4: Corte horizontal do reator Argonauta	24
Figura 5: Piscina do reator IEA-R1	25
Figura 6: Núcleo do reator de pesquisa IPEN/MB-01	26
Figura 7: Núcleo do reator TRIGA IPR-R1 e do poço com o reator crítico. ..	27
Figura 8: Corte longitudinal do EC - MTR-IAEA	33
Figura 9: Seção transversal do EC - MTR-IAEA.....	34
Figura 10: Macrocélula M do EC do MTR-IAEA	34
Figura 11: Célula equivalente Me	36
Figura 12: Célula equivalente definitiva Mee	36
Figura 13: Produção e decaimento e do nuclídeo X.....	43
Figura 14: Etapas do código WIMS	47
Figura 15: Cadeia de actínídeos	48
Figura 16: Cadeia de produtos de fissão	49
Figura 17: Parâmetros Nucleares Homogeneizados com o WIMSD-5B.....	50
Figura 18: Diagrama representando dois nodos.....	52
Figura 19: Diagrama esquemático do cálculo da queima espacial	59

Figura 20: MTR-IAEA	63
Figura 21: Vista lateral do MTR-IAEA.....	64
Figura 22: Seção transversal do ECS MTR-IAEA.....	65
Figura 23: Caso 1: MTR - IAEA – Variações da densidade atômica	74
Figura 24: Fluxo de Nêutrons Grupo Rápido – Inicial	76
Figura 25: Fluxo de Nêutrons Grupo Térmico– Inicial	76
Figura 26: Distribuição de potência (MW)- Inicial	77
Figura 27: Fluxo de Nêutrons Grupo Rápido – Final	78
Figura 28: Fluxo de Nêutrons Grupo Térmico – Final.....	78
Figura 29: Distribuição de Potência (MW) Final	79
Figura 30: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 1º dia	79
Figura 31: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 10º dia	80
Figura 32: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 20º dia	80
Figura 33: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 31º dia	81
Figura 34: Seção transversal (plano xy) – RM.....	83
Figura 35: Visão lateral (zx) – RM	84
Figura 36: Representação do EC – RM (dimensões em cm, a 20°C)	84
Figura 37: Desenho esquemático do elemento de irradiação.....	85
Figura 38: Caso 2: RM – Variações da densidade atômica.....	94
Figura 39: Fluxo de Nêutrons Grupo Rápido – Inicial	96
Figura 40: Fluxo de Nêutrons Grupo Térmico– Inicial	97

Figura 41: Distribuição de Potência (W/cm^3) Inicial	97
Figura 42: Grupo Rápido - 1º dia de queima	98
Figura 43: Grupo Térmico - 1º dia de queima	98
Figura 44: Distribuição de Potência (W/cm^3) Final	99
Figura 45: Grupo Rápido - 21º dia de queima	100
Figura 46: Grupo Térmico - 21º dia de queima	100
Figura 47: Queima Acumulada (MWd/T) por EC - 1º dia	101
Figura 48: Queima Acumulada (MWd/T) por EC - 10º dia	101
Figura 49: Queima Acumulada por EC - 21º dia	102

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Diferença entre reatores de potência e pesquisa	20
Tabela 2: Dimensões e características do EC – MTR – IAEA	33
Tabela 3: Classificação dos grupos de energia da biblioteca padrão WIMS	45
Tabela 4: EC-MTR.....	66
Tabela 5: ECS-MTR	67
Tabela 6: ECS-MTR – Placas de Al puro substituídas por água	67
Tabela 7: Refletor de grafite	68
Tabela 8: Água	69
Tabela 9: WIMSD-5B.....	70
Tabela 10: EPRI-CELL	70
Tabela 11: Densidades atômicas (átomos/barn.cm) versus a queima percentual do $^{235}_{92}\text{U}$ – Caso1.....	71
Tabela 12: Parâmetros nucleares gerados pelo WIMSD-5B – Caso1	75
Tabela 13: Características do EC -RM	85
Tabela 14: Características do elemento de irradiação - RM.....	86
Tabela 15: EC-RM.....	86
Tabela 16: ECS-RM.....	87
Tabela 17: Guia do ECS-RM	89
Tabela 18: Chaminé	90

Tabela 19: Irradiador parte ativa - RM.....	90
Tabela 20: Irradiador região não combustível - RM.....	90
Tabela 21: WIMSD-5B.....	91
Tabela 22: Densidades atômicas (átomos/barn.cm) versus a queima percentual do $^{235}_{92}\text{U}$ – Caso2	91
Tabela 23: Parâmetros nucleares calculados pelo WIMSD – 5B Caso 2.	95

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	17
2	REATORES DE PESQUISA E TESTE DE MATERIAIS	19
2.1	Definição e características dos reatores de pesquisa e teste de materiais	19
2.2	OPAL	21
2.3	Reatores de pesquisa no Brasil	22
2.3.1	Argonauta	23
2.3.2	IEA-R1	24
2.3.3	IPEN/MB-01	25
2.3.4	IPR-R1	27
2.4	Reator Multipropósito Brasileiro (RMB)	28
2.5	Queima do combustível nos reatores de pesquisa	29
2.6	Combustíveis à dispersão	30
3	METODOLOGIA	31
3.1	Construção da célula	31
3.1.1	Cálculo da depleção	41
3.2	O código WIMSD-5B	44
3.3	Código em linguagem FORTRAN - DF3DQ	50
3.3.1	Discretização	52
4	SIMULAÇÕES E RESULTADOS	62

4.1	Caso 1: Reator de Teste de Materiais MTR – IAEA	62
4.1.1	Análise da queima	75
4.2	Caso 2: Reator Multipropósito – RM	82
4.2.1	Resultados da queima	95
5	CONCLUSÃO	104
6	REFERÊNCIAS	105

1 INTRODUÇÃO

O núcleo de um reator nuclear deve ser controlado de tal forma que a reação em cadeia se mantenha autossustentável. À medida que o material combustível é fissionado, como consequência, surgem outros produtos cujas propriedades nucleares são diferentes das propriedades dos materiais originalmente presentes. A fim de compensar e controlar as alterações da composição do núcleo, devido ao consumo do combustível, são necessários estudos que explorem o comportamento do núcleo durante sua operação. Para essa tarefa os reatores de pesquisa constituem uma importante infraestrutura capaz de proporcionar aquisição de conhecimento, experiências, formação de recursos humanos para o desenvolvimento de projetos na área nuclear.

O estudo da variação da composição do combustível talvez seja o que exige mais tempo, o que tenha maior custo e, sem contar com a análise de segurança de reatores, seja o mais importante aspecto da análise nuclear (DUDERSTAD, 1976). A importância desse estudo está em se estabelecer o arranjo e rearranjo dos combustíveis, carregamento e descarregamento com o objetivo de se alcançar um funcionamento que seja o mais econômico dentro das restrições de projeto, respeitando as normas de segurança.

Diversos parâmetros devem ser observados com o objetivo de atender as demandas de projeto que envolvem a segurança, a confiabilidade, o tempo de vida previsto do reator, a densidade de potência. Nesse campo, inúmeros códigos computacionais são utilizados a fim de simular o comportamento do núcleo. Assim pode-se ter um controle mais adequado sobre o funcionamento do reator.

Nesse contexto, a proposta desta pesquisa consiste em estimar a queima espacial do combustível de reatores de pesquisa nucleares. São realizadas simulações para dois reatores: o *Material Test Reactor* (MTR) da IAEA (IAEA-TCDOC-233, 1980) e para um reator genérico que chamamos de Reator

Multipropósito (RM). As ferramentas computacionais utilizadas no desenvolvimento foram o código WIMSD-5B e um código escrito em linguagem FORTRAN.

O capítulo 2 apresenta a definição dos reatores de pesquisa, as principais diferenças entre esses e os reatores de potência. Faz alusão ao reator australiano OPAL (*Open Poll Australian Light-Water*), aos reatores de pesquisa no Brasil e sobre as características que podem influenciar na queima, no caso dos reatores de pesquisa. A utilização de combustíveis à dispersão também é abordada nesse capítulo.

O capítulo 3 destina-se a explanação dos códigos e procedimentos utilizados, desde a construção das células até o cálculo de queima.

O capítulo 4 traz os resultados obtidos, as simulações e as observações realizadas para os casos estudados.

No capítulo 5 estão as conclusões e sugestões para trabalhos futuros.

2 REATORES DE PESQUISA E TESTE DE MATERIAIS

2.1 Definição e características dos reatores de pesquisa e teste de materiais

Um reator de pesquisa e teste de materiais é uma instalação na qual as reações de fissão são controladas e cujo objetivo principal não é a geração de energia. Fazendo jus ao próprio nome destina-se a contribuir com a pesquisa, ensino, teste de materiais, além de ser essencial na produção de radiofármacos.

A potência máxima desse tipo de reator não deve ultrapassar 80 MW, suas dimensões são menores quando comparadas às dos reatores de potência. O enriquecimento é maior, 20% de enriquecimento do ^{235}U frente a 4% do utilizado nas usinas nucleares, em compensação, a concentração de urânio no combustível é próxima da metade da empregada nas usinas nucleares, possibilitando a obtenção da massa crítica necessária para manter as reações em cadeia e também de estruturas mais compactas. A operação desses reatores ocorre a temperaturas mais baixas, quando comparadas aos reatores de potência, e a refrigeração pode ser por convecção natural ou forçada.

A caracterização dos reatores de pesquisa pode ser feita pelo tipo de combustível e pelo moderador. Os combustíveis podem ser do tipo dispersão, como por exemplo, o $\text{UAl}_x - \text{Al}$, $\text{U}_3\text{O}_8 - \text{Al}$ e $\text{U}_3\text{Si}_2 - \text{Al}$ e também do tipo TRIGA, o qual é o único que contém combustível ligado ao moderador NRC (*Nuclear Regulatory Commission*). Quanto ao moderador, é muito frequente o uso de água (H_2O), água pesada (D_2O) e grafita.

Segundo (Alencar, 2004) as principais geometrias dos EC dos reatores de pesquisa são: tubulares (tubes), feixe de varetas (pin bundle, pin cluster), cilíndricos (rods), placas (plates) e casca (shell).

De acordo com a NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), todos os reatores de pesquisa e teste são projetados e entram em operação de forma que o material radioativo não seja facilmente manipulado ou disperso. A quantidade desse tipo de material é limitada a fim de reduzir os riscos de uma eventual exposição e também de roubo de material nuclear.

Outra particularidade desse tipo de reator é o fato de ser necessária apenas uma mínima refrigeração ou até nenhuma, por pouco tempo após seu desligamento.

Mundialmente, a produção de Mo-99 é provida por quatro reatores de pesquisa de alta potência: o NRU, no Canadá; o HFR-Petten, na Holanda; o Safári, na África do Sul e o BR2, na Bélgica (ABEN, 2013)

Na Tabela 1 pode-se observar algumas diferenças básicas entre reatores de potência e de pesquisa.

Tabela 1: Diferença entre reatores de potência e pesquisa

Reatores de potência	Reatores de pesquisa
Fonte de calor para produção de energia elétrica.	Fonte de nêutrons para pesquisa, análise, medicina e formação de pessoal.
Potência gerada com pouco material (urânio).	Potência gerada com menos material, comparando-se com o de potência; maior enriquecimento.
Pode chegar em média a uma potência de 1300 MW elétricos.	Potência menor que 80MW.

2.2 OPAL

O OPAL (*Open Poll Australian Light-Water*) é um reator de pesquisa multipropósito de 20MW para a produção de radioisótopos, irradiação de materiais e pesquisa com feixe de nêutrons. O núcleo desse reator é compacto e consiste de 16 elementos combustíveis, num arranjo 4 x 4, com placas de U_3Si_2 (siliceto de urânio) de baixo enriquecimento, refrigerado por água leve e moderado por água pesada. A reatividade é controlada através de 5 lâminas, 4 delas com placas de háfnio e 1 cruciforme posicionada na parte central do núcleo (KIM,2005).

A Figura 1 permite a visualização das 4 placas de controle, a placa de configuração cruciforme e as mesmas parcialmente e totalmente inseridas no núcleo.

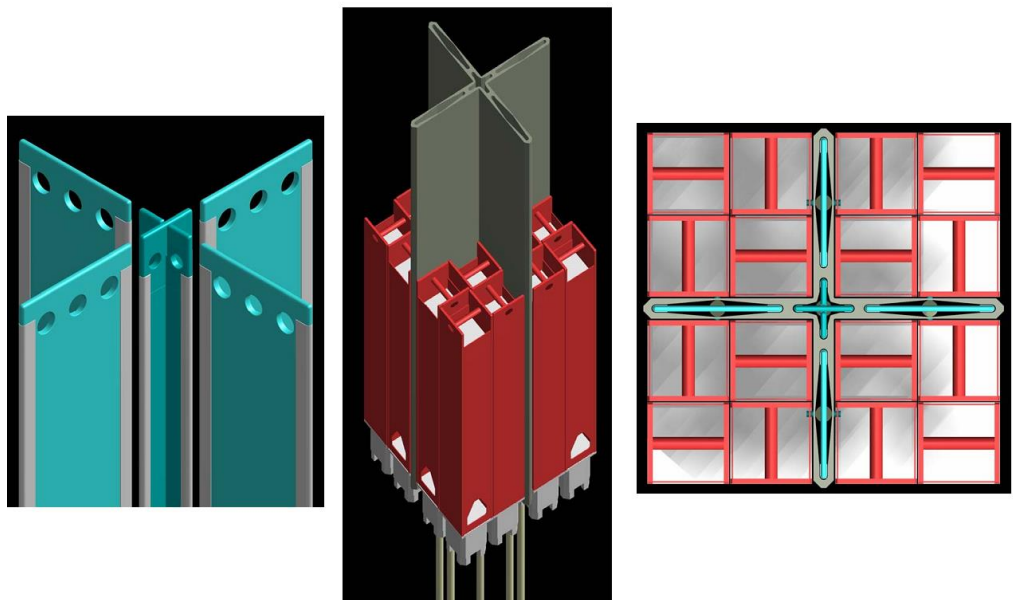


Figura 1: Reator OPAL
Fonte: (ANSTO, 2011).

A elaboração do RMB, que será o primeiro reator multipropósito de grande porte no Brasil, foi inspirada no reator de pesquisa australiano OPAL, não obstante, outros reatores de pesquisa foram utilizados como referência adicional no projeto do RMB. São eles: OSIRIS, de 70 MW e Jules Horowitz de 100 MW, ambos na França e também o ETRR-2 de 22 MW, localizado no Egito (CNEN, 2013). A Figura 2 apresenta fotos desses reatores.



Reator OPAL - Austrália



Reator ETRR-2 - Egito



Reator OSIRIS - França

Reator JULES HOROWITZ
França (em construção)**Figura 2: Reatores utilizados como referência para o RMB****Fonte: (CNEN, 2013).**

2.3 Reatores de pesquisa no Brasil

Os reatores de pesquisa no Brasil possuem finalidades semelhantes às dos reatores de pesquisa presentes no mundo. A importância dos reatores de pesquisa

em todo o mundo consiste em atender demandas de aspectos científicos, tecnológicos, econômicos e sociais.

O Brasil conta com quatro reatores de pesquisa administrados pela CNEN, localizados no Rio de Janeiro, São Paulo e Minas Gerais e espera para 2017 o reator multipropósito RMB.

2.3.1 Argonauta

O reator Argonauta, Figura 3, tipo Argonaut, instalado no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), localizado no Rio de Janeiro. A potência licenciada é de 500 W e desde 1965 é utilizado principalmente no desenvolvimento de pesquisa, ensino e treinamento em Física de Reatores, radiografia com nêutrons e análise por ativação com nêutrons.



Figura 3: Reator Argonauta

Fonte: CNEN, 2013

O Argonauta é um reator tipo placa cujo combustível contém U_3O_8 disperso em Al. O urânio é enriquecido a 19,91% em ^{235}U . Seu núcleo consiste em dois

cilindros concêntricos de Al formando um anel onde são colocados os EC e as cunhas de grafita que os separam. O carregamento atual é de 8 EC, distribuídos simetricamente, sendo 6 com 17 placas e 2 com 7 placas mais meio prisma de grafita. A água deionizada entre as placas e a grafita compõe o moderador. Os nêutrons são controlados por 6 barras absorvedores constituídas de cádmio. A Figura 4 expõe um corte horizontal do reator Argonauta.

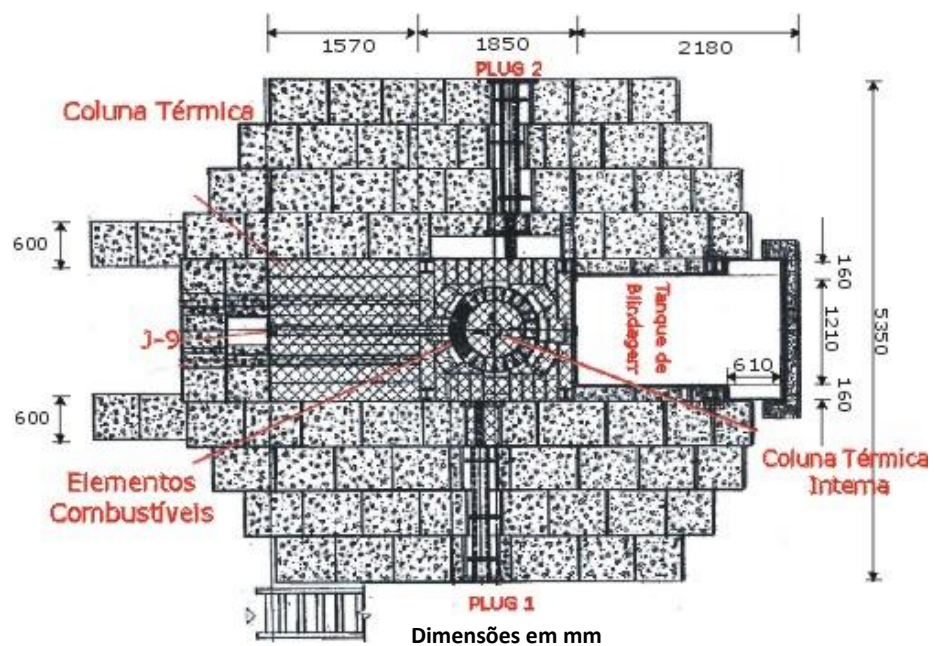


Figura 4: Corte horizontal do reator Argonauta

Fonte: IEN, 2013

2.3.2 IEA-R1

Em São Paulo, no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) está em operação desde 1957, o reator IEA-R1, projetado para operar com potência máxima de 5 MW, tipo MTR piscina aberta, Figura 5, moderado e refrigerado a água leve e com refletor de grafite e berílio (CNEN, 2013). A finalidade desse reator está fundamentalmente na produção de radioisótopos para uso na medicina, pesquisa

em Física Nuclear, neutrongrafia, produção de fontes radioativas para gamagrafia industrial e de radioisótopos, irradiação de amostras para realização de análises multielementares e treinamento de pessoal licenciado para operação de reatores (IPEN, 2011).

O núcleo do IEA-R1 possui formato de paralelepípedo que é composto, entre outras peças, por 20 EC padrões e 4 ECS, cada um com 12 placas combustíveis e duas lâminas de cádmio altamente absorvedoras. O material combustível pode ser U_3O_8-Al ou U_3Si_2-Al e o enriquecimento de urânio pode chegar a 20% (IPEN, 2011).



Figura 5: Piscina do reator IEA-R1

Fonte: IPEN, 2013

2.3.3 IPEN/MB-01

O IPEN/MB-01, Figura 6, é um reator de pesquisa que foi produzido por pesquisadores e engenheiros do IPEN, financiado e construído pela Marinha do Brasil e se encontra no centro tecnológico da Marinha (PINTO, 2010).

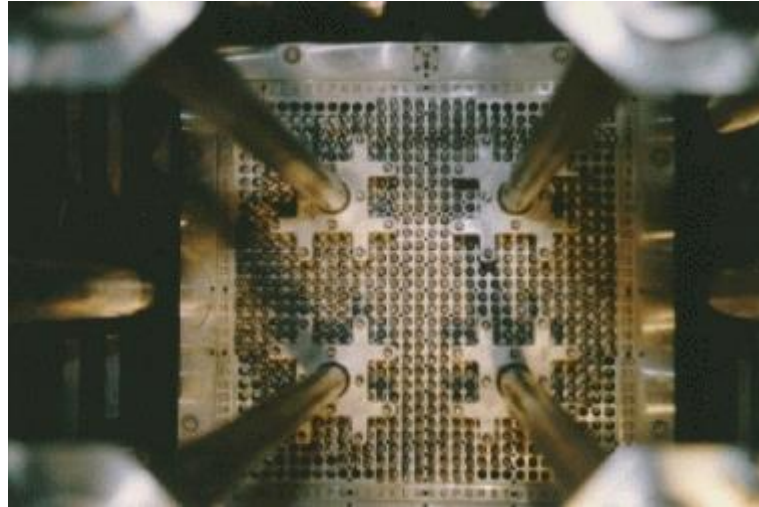


Figura 6: Núcleo do reator de pesquisa IPEN/MB-01

Fonte: IPEN, 2013

É um reator tipo placa conhecido como reator de potência zero ou Unidade Crítica (UCRI), isso porque seu material físsil é distribuído no núcleo de forma que a reação em cadeia seja controlada e autossustentada com baixos níveis de potência (100 W) proporcionando dessa forma o reconhecimento de metodologias utilizadas na área neutrônica para projetos de núcleos de reatores. Por conseguinte não necessita de um sistema complexo de remoção de calor. O núcleo, com formato de paralelepípedo, contido num tanque de aço inoxidável, possui 680 varetas combustíveis, as quais possuem pastilhas de dióxido de urânio enriquecido a 4,3% em ^{235}U . Para controlar a reação e garantir um desligamento seguro há 48 varetas absorvedoras (ZAMBONI, 2007). Há a possibilidade da montagem de diferentes arranjos críticos, atendendo a diferentes necessidades (Brasil Nuclear, 2009).

As principais atividades realizadas são: validação de metodologia de análise em Física de Reatores, ensino e treinamento em Física de Reatores, simulação de todas as características nucleares de um reator de grande porte em escala reduzida (CNEN, 2013). Os parâmetros nucleares provenientes das simulações são considerados um padrão de referência internacional (“benchmark”) (ZAMBONI, 2007).

2.3.4 IPR-R1

Localizado no CDTN/CNEN-MG, Belo Horizonte, o reator IPR-R1, Figura 7, com potência de 100 kW, atual potência máxima licenciada, é do tipo piscina, refrigerada por circulação natural de água leve (desmineralizada) e seu combustível é do tipo TRIGA composto por uma liga metálica de urânio, com o moderador, hidreto de zircônio (U-ZrH). Com operação iniciada em 1960, foi o segundo reator instalado no país (CNEN, 2013) e de acordo com (DALLE, 2005), apesar do longo tempo de operação, seu combustível está pouco “queimado”, cerca de 4% em média. Isso significa que ainda poderá ser utilizado por vários anos. O urânio é enriquecido a 20% em ^{235}U .

Em conformidade com (MESQUITA et al, 2010) no núcleo desse reator, com formato reticulado cilíndrico, atualmente estão instalados 63 EC moderadores, sendo 59 revestidos com Al e 4 inseridos recentemente com revestimento em aço inoxidável.

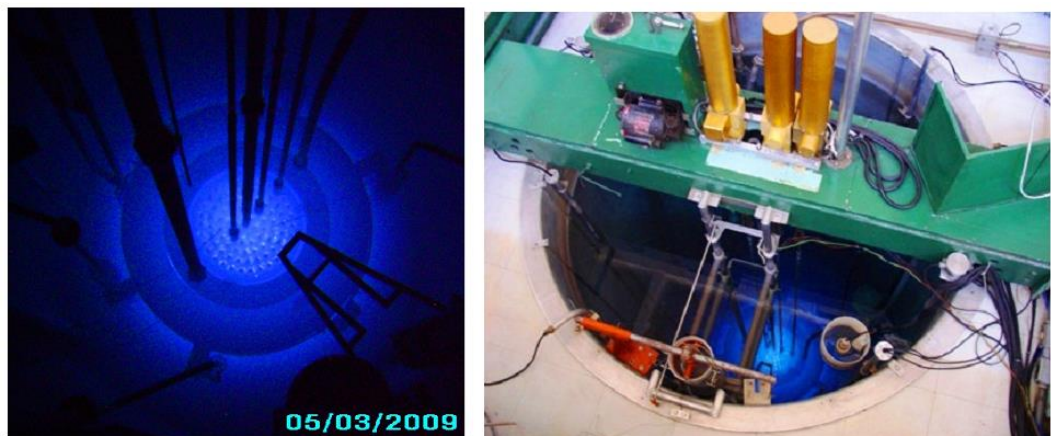


Figura 7: Núcleo do reator TRIGA IPR-R1 e do poço com o reator crítico.

Fonte: IPEN, 2013

As principais finalidades desse reator estão na produção de radioisótopos para aplicação na indústria, medicina, agricultura e aplicações tecnológicas, ensino e treinamento em Física de Reatores, análise por ativação de nêutrons e treinamento de operadores das centrais nucleares de Angra I e Angra II.

2.4 Reator Multipropósito Brasileiro (RMB)

O reator multipropósito brasileiro (RMB) será construído no município paulista de Iperó, local em que se encontra o Centro Experimental de Aramar, da Marinha do Brasil, onde atualmente se desenvolve o protótipo do submarino nuclear brasileiro. O futuro reator possui inúmeras funções, sendo uma das principais, a produção de radioisótopos, para utilização na medicina nuclear em diagnósticos e tratamentos de doenças. Outras aplicações encontram-se na área de pesquisa, onde a produção de nêutrons permitirá o teste de combustíveis e outros materiais utilizados na produção de energia a fim de proporcionar maior segurança, quando esses forem empregados nas usinas de Angra e no submarino nuclear brasileiro.

O empreendimento está a cargo da CNEN com participação de seus institutos de pesquisa e de outras instituições do setor nuclear brasileiro, a previsão de funcionamento é para 2017, presumindo-se uma potência de operação de 25 MW, podendo atingir, com mudanças de configuração do núcleo, uma potência máxima de 30 MW.

Atualmente, Canadá, África do Sul, Holanda, Bélgica e França dominam o mercado de fornecimento de radiofármacos. Com a construção do RMB, o Brasil se tornará independente na produção de insumos que atualmente são importados, podendo chegar a exportar a produção excedente, quando estiver em funcionamento.

2.5 Queima do combustível nos reatores de pesquisa

A importância da determinação da queima do combustível, além de outras já mencionadas, também se relaciona à questão de seu desempenho. Nesse aspecto devemos observar que há diferença da queima do combustível destinado aos reatores de potência para os que abastecem os reatores de pesquisa.

Essa diferença está basicamente associada ao tipo de combustível, o enriquecimento, a geometria do núcleo, a potência prevista, o ciclo estabelecido e a finalidade do reator. Outra distinção diz respeito à unidade utilizada, de acordo com (SARKIS, 1982) nas práticas que envolvem pesquisa e desenvolvimento é comum a queima ser expressa em função da porcentagem de átomos pesados fissionados enquanto na área industrial pela relação da energia térmica produzida por dia por tonelada métrica de átomos pesados.

Segundo (REUSS, 2008) se expressa no Sistema Internacional de Unidades (SI), a unidade de queima seria joules por kilograma (J/kg). Na prática, a unidade *megawatt-day per tonne*, 1 MWd/t corresponde a um megawatt ao longo de um dia, ou seja, $8,64 \times 10^{10}$ joules. Também utiliza-se o *gigawatt-day per tonne* (GWd/t) ou *megawatt-day per kilogramme* (MWd/kg).

Fazendo a comparação dessas unidades obtém-se:

$$1000 \text{ MWd/t} = 1 \text{ GWd/t} = 1 \text{ MWd/kg}$$

e usando a fração de queima, isto é, o número de fissões normalizadas com relação a um número inicial de núcleos pesados, verifica-se que:

$$1\% \text{ de queima} \approx 10000 \text{ MWd/t}$$

2.6 Combustíveis à dispersão

O presente trabalho apresenta simulações de queima espacial para dois reatores de pesquisa, sendo ambos abastecidos com combustível à dispersão. O MTR-IAEA (*Material Test Reactor - International Atomic Energy Agency*) com $UAl_x - Al$ (liga de alumínio e urânio disperso em matriz de alumínio) e o reator genérico RM (Reator Multipropósito) com $U_3Si_2 - Al$ (siliceto de urânio disperso em matriz alumínio). Esses combustíveis são compostos por uma liga de pelo menos dois materiais com diferentes características e funções no reator.

Nas décadas de 50 e 60, devido a uma preocupação exagerada com a proliferação de tecnologia aplicada a fabricação de armas nucleares, foram construídos em todo o mundo reatores de pesquisa com baixo enriquecimento, menor que 20%, LEU (Low Enrichment Uranium), visto que esse era o valor limite para aquela fabricação. Entretanto, a demanda por uma potência específica maior fez com que os combustíveis com alto enriquecimento, HEU (High Enrichment Uranium) tomassem o lugar do combustível de baixo enriquecimento e da procura por essa potência específica desenvolveu-se o combustível tipo dispersão (IAEA-TECDOC-233,1980).

Entrando em vigor, na década de 70, o programa internacional RERTR (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*) visava o desenvolvimento de novos materiais e novas técnicas para auxiliar na implementação da conversão de reatores de pesquisa de alto enriquecimento, com combustível à dispersão, para baixo enriquecimento com o mínimo de penalidade (IAEA-TECDOC, 1980). De acordo com (SIMÕES, 1993), entre os materiais analisados, os que se mostraram mais favoráveis para essa modificação foram o $UAl_x - Al$, o U_3O_8 e o UO_2 . Entretanto, segundo (SINHA et al, 2008) o U_3Si_2 (siliceto de urânio), foi o melhor composto identificado para o desenvolvimento de combustíveis LEU.

3 METODOLOGIA

Para estimar a queima espacial do combustível foram feitas simulações para dois reatores de pesquisa, ambos abastecidos com combustível à dispersão. Dois códigos computacionais foram empregados, o WIMSD-5B e um código em linguagem FORTRAN que serão apresentados posteriormente.

O primeiro passo para a realização desse trabalho foi a construção da célula equivalente e o cálculo das espessuras e concentrações atômicas dessa célula, usados como dados de entrada para o WIMSD-5B, permitindo que esse fornecesse os parâmetros nucleares homogeneizados associados a cada dia de queima estipulado.

Com esses parâmetros nucleares, um código em FORTRAN, que nesse trabalho será chamado de DF3DQ, forneceu as queimas espaciais após a interpolação dos parâmetros nucleares com os valores fornecidos pelo WIMSD-5B anteriormente.

A partir dessas informações foram feitas as análises da distribuição do fluxo e da potência espacial, e da queima.

3.1 Construção da célula

CLARO et al, 2005 afirma que geralmente os cálculos para núcleos de reatores são feitos em duas etapas. A primeira que inclui a obtenção dos parâmetros nucleares homogeneizados e a segunda que envolve os cálculos globais, levando em conta o detalhamento de todas as regiões distribuídas espacialmente. Essa dissertação concentra-se principalmente na primeira etapa que consiste no cálculo celular através da utilização de um programa que considera apenas as células combustíveis.

Sendo o núcleo de um reator heterogêneo, há uma figura geométrica que se repete formando a parte ativa do núcleo. Esta figura é dividida em áreas e subáreas, sendo mantidas as devidas proporções entre elas e a figura geométrica principal (AGHINA, 2011). A figura é denominada célula equivalente.

Com o objetivo de gerar as seções de choque, o núcleo do reator é representado por células, as quais reúnem as características de sua composição. A célula representativa quando modelada em geometria cartesiana (“slab”), segundo (CLARO et al, 2005), as outras duas dimensões são consideradas infinitas obedecendo assim as condições de contorno definidas para essas direções.

Esquema do cálculo da célula

A fim de demonstrar como foi realizado o cálculo de célula nesse trabalho, será apresentada a descrição da montagem e do cálculo da célula equivalente do elemento combustível (EC) do reator MTR-IAEA.

A célula deste EC foi dividida em quatro regiões: A região 1, representando o combustível, “meat”. A região 2, representando o revestimento do combustível, a região 3 representando o refrigerante e moderador e a região 4 denominada região extra contendo as bordas inertes de Al e o excesso de água. Esta região não contém nenhum material combustível, embora em alguns casos seja necessário acrescentá-lo a essa região, numa quantidade pequena, apenas para fornecer espectro de nêutrons.

A Figura 8 retrata uma corte longitudinal do elemento combustível (EC) e a Figura 9 uma seção reta desse elemento.

A Tabela 2 apresenta as principais características do elemento combustível (EC) do reator MTR-IAEA.

Tabela 2: Dimensões e características do EC – MTR – IAEA

Tipo do combustível - UAl_x - Al
72w/o (72 % “por peso) de Urânio no UAl_x - Al
Teor de ^{235}U no pó – 20w/o (20 % “por peso”)
Massa de $^{235}U/EC$ (23 placas) – 390g
Massa de $^{235}U/placa$ – 16,95652g
Somente ^{235}U e ^{238}U no combustível fresco
Dimensões do “meat” – 6,275 cm x 0.051 cm x 60 cm

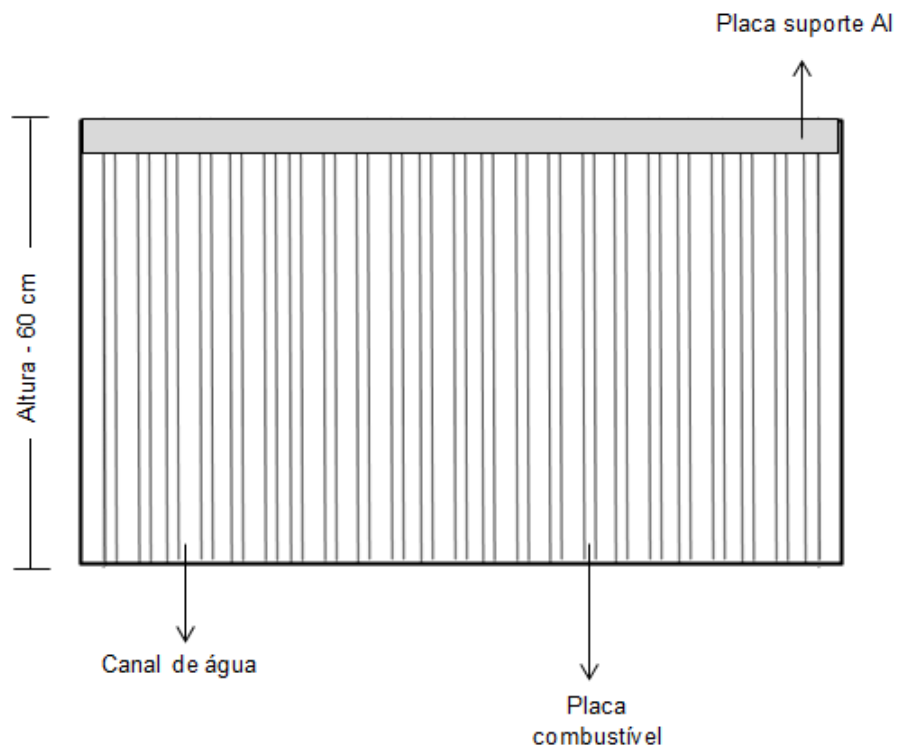


Figura 8: Corte longitudinal do EC - MTR-IAEA

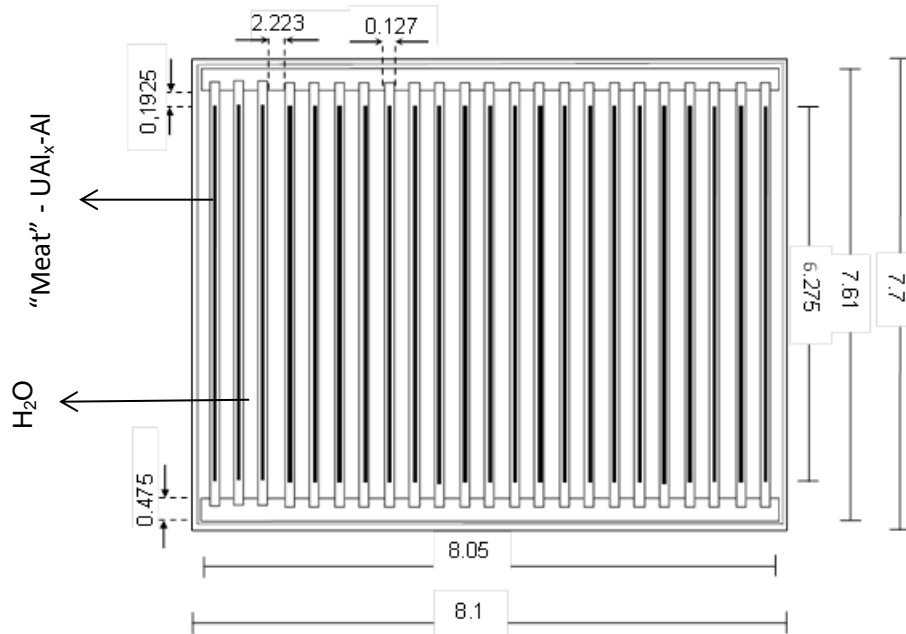


Figura 9: Seção transversal do EC - MTR-IAEA

A macrocélula M é formada a partir da seção reta de um E.C., sendo sua área composta pela soma das áreas A e B, conforme Figura 10. Nos limites dessa macrocélula as correntes líquidas de nêutrons são consideradas nulas. Essa macrocélula é representativa para todo o núcleo do reator.

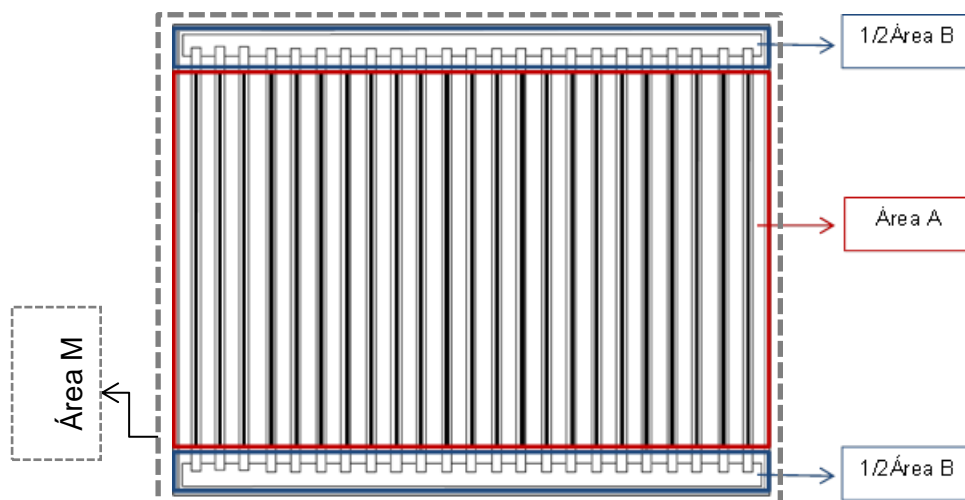


Figura 10: Macrocélula M do EC do MTR-IAEA

Cálculo da área da macrocélula M

Área A (área ativa) – contém as placas combustíveis e os canais de água.

$$6,275 \times 8,1 = 50,8275 \text{ cm}^2$$

Área B (região extra) - contém as bordas inertes de Al e o excesso de água.

$$(7,7 \times 8,1) - 50,8275 = 11,5425 \text{ cm}^2$$

$$\text{Área M} = A + B = 62,37 \text{ cm}^2$$

Célula equivalente da macromolécula (M) – Me

Na célula Me, Figura 11, a área Ae engloba a placa combustível e ½ canal de água de cada lado. A essa área são acrescentados os retângulos Be, que equivalem à área B da macrocélula M. A proporção entre as áreas é mantida pela Equação (3.1):

$$\frac{A_e}{2 B_e} = \frac{A}{B} \quad (3.1)$$

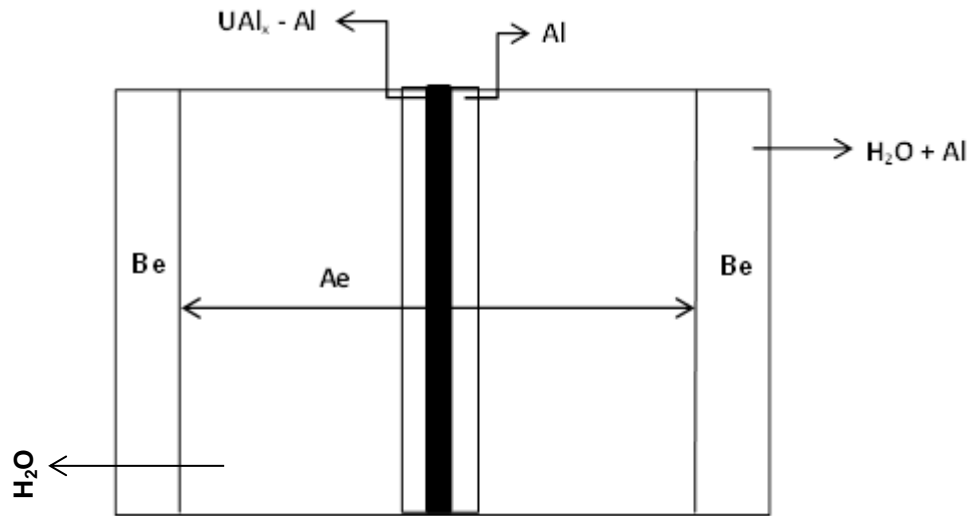


Figura 11: Célula equivalente Me

Célula equivalente definitiva M

A célula Me pode ser representada, de uma forma mais simples, pela célula Mee. Nesta, as áreas estão separadas por regiões com seus respectivos materiais constituintes, conforme a Figura 12. Admite-se a variação do fluxo de neutrônico através da célula.

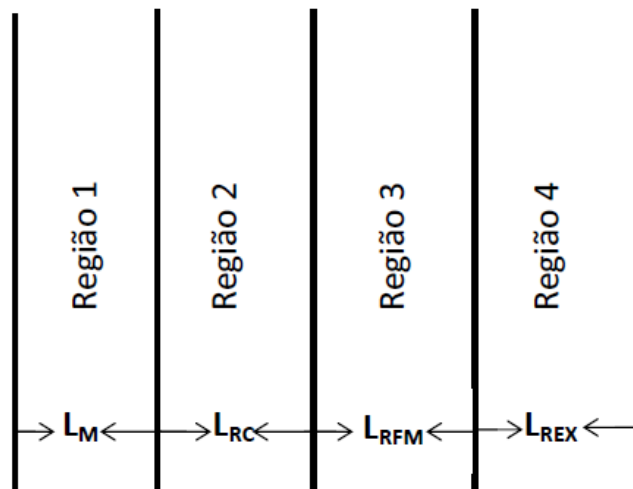


Figura 12: Célula equivalente definitiva Mee

Cálculo das espessuras da célula Mee

Nessa nova célula, a soma das áreas 1, 2 e 3 equipara-se à metade da área A_e , sendo indicada como A_{ee} . A área da região 4 é correspondente à área do retângulo B_e . A proporção entre essas novas áreas e a macrocélula é mantida pela Equação (3.2).

$$\frac{A_{ee}}{B_e} = \frac{A}{B} \quad (3.2)$$

Região 1: $\frac{1}{2}$ espessura do “meat” = L_M

$$\frac{0,051}{2} = 0,0255 \text{ cm}$$

Região 2: revestimento = L_{RC}

(Espessura da placa – espessura do “meat”)/2

$$\frac{0,127 - 0,051}{2} = 0,038 \text{ cm}$$

Região 3: $\frac{1}{2}$ canal de água = L_{RFM}

$$\frac{0,223}{2} = 0,1115 \text{ cm}$$

Região 4 – bordas inertes de Al e excesso de água = L_{REX}

Da expressão Equação (3.2) tem-se a Equação (3.3)

$$A_{ee} = C_N \times L_{A_{ee}} \quad (3.3)$$

A_{ee} : Área equivalente à área A da macrocélula M.

B_e : Área equivalente à área B da macrocélula M.

C_N : Comprimento normalizador, indicado pela metade do comprimento do “meat” da placa.

L_{Aee} : Espessura do retângulo A_{ee} : 1/2 espessura do “meat” + revestimento + 1/2 canal de água.

$$L_{Aee} = (0,0255 + 0,038 + 0,1115) = 0,175 \text{ cm}$$

$$A_{ee} = \frac{6,275}{2} \times 0,175 = 0,54906 \text{ cm}^2$$

$$B_e = \frac{B}{A} \times A_{ee}$$

$$B_e = \frac{11,5425}{50,8275} \times 0,54906 = 0,12468 \text{ cm}^2$$

$$L_{Be} = \frac{B_e}{C_N}$$

$$L_{Be} = \frac{0,12468}{3,1375} = 0,0397 \text{ cm}$$

L_{Be} : Espessura do retângulo B_e

Cálculo das concentrações atômicas

A concentração atômica é dada pela Equação (3.4):

$$N_{i,R} = \frac{m_{iR} \times N_A}{V_R \times A_i} \quad (3.4)$$

onde:

$N_{i,R}$: Número de átomos do elemento ou isótopo (i) por unidade de volume na região R.

m_{iR} : Massa do elemento ou isótopo contido em V_R .

N_A : Número de Avogadro.

V_R : Volume da região R.

A_i : Massa atômica do elemento ou isótopo i.

Em alguns casos a densidade do material é aplicada diretamente na Equação (3.4), sendo escrita como Equação (3.5):

$$N_{i,R} = \frac{\rho_i \times N_A}{A_i} \quad (3.5)$$

onde,

ρ_i : Densidade do elemento.

Região 1 - "meat"- UAl_x -Al

$$\text{Volume}_{\text{"meat"}} = 0,051 \times 6,275 \times 60 = 19,2015 \text{ cm}^3$$

m_U _ massa total de urânio.

m_{235} _ massa de U_{235}

m_{238} _ massa de U_{238}

m_{Al} _ massa de Al

$$N_{235,1} = \frac{16,95652 \times 0,60225}{19,2015 \times 235,0439} = 2,26271 \times 10^{-2} \text{ átomos/barn.cm}$$

$$m_U = \frac{16,95652}{0,20} = 84,7826 \text{ g}$$

$$m_g = 0,8 \times 84,7826 = 67,82608 \text{ g}$$

$$N_{U_{238,1}} = \frac{67,82608 \times 0,60225}{19,2015 \times 238,0508} = 8,93652 \times 10^{-3} \text{ átomos/barn.cm}$$

Como já apresentado na Tabela 2, tem-se 72 w/o de U em UAl_x- Al, resultando na Equação (3.6):

$$m_{\text{mistura}} = \frac{84,7826 \times 100}{72} \quad (3.6)$$

$$m_{\text{mistura}} = 117,753 \text{ g}$$

assim tem-se que

$$m_{\text{Al}} = 117,753 - 84,7826 = 32,9704 \text{ g}$$

$$N_{\text{Al},1} = \frac{32,9704 \times 0,60225}{19,2015 \times 26,9815} = 3,83265 \times 10^{-2} \text{ átomos/barn.cm}$$

Região 2 – Revestimento (Al) - 20°C

$$\rho_{\text{Al}} = 2,7 \text{ g / cm}^3$$

$$N_{\text{Al},2} = \frac{2,7 \times 0,60225}{26,9815} = 6,02661 \times 10^{-2} \text{ átomos/barn.cm}$$

Região 3 – Moderador e refrigerante – 20°C

$$N_{\text{H}_2\text{O},3} = \frac{0,9982 \times 0,6225}{18,0152} = 3,33695 \times 10^{-2} \text{ átomos/barn.cm}$$

$$N_{\text{H},3} = 2 \times N_{\text{H}_2\text{O}} = 6,6739 \times 10^{-2} \text{ átomos/barn.cm}$$

$$N_{\text{O},3} = N_{\text{H}_2\text{O},3} = 3,33695 \times 10^{-2} \text{ átomos/barn.cm}$$

Região 4 – Região extra - Bordas inertes de Al e excesso de água

$$\text{Área de Al} = (0,175 \times 0,127 \times 23 \times 2) + (0,475 \times 8,1) = 8,81958 \text{cm}^2$$

$$\text{Área de água} = \text{ÁreaB} - \text{Área de Al} = 11,5425 - 8,81958 = 2,72292 \text{cm}^2$$

$$N_{\text{Al},4} = \frac{2,7 \times 0,60225}{26,9815} \times \frac{8,81958}{11,5425} = 4,60492 \times 10^{-2} \times \text{átomos/barn.cm}$$

$$N_{\text{H}_2\text{O},4} = \frac{0,9982 \times 0,6225}{18,0152} \times \frac{2,72292}{11,5425} = 7,87207 \times 10^{-3} \text{átomos/barn.cm}$$

$$N_{\text{H},4} = 2 \times N_{\text{H}_2\text{O}} = 1,57441 \times 10^{-2} \text{átomos/barn.cm}$$

$$N_{\text{O},4} = N_{\text{H}_2\text{O}} = 7,87207 \times 10^{-3} \text{átomos/barn.cm}$$

No capítulo referente aos resultados serão exibidas as tabelas com os valores das concentrações atômicas e espessuras das células equivalentes de alguns elementos do núcleo para os reatores MTR-IAEA e RM.

3.1.1 Cálculo da depleção

No processo de reação de fissão, há um decréscimo no número de núclídeos do combustível, o núcleo original se divide em núclídeos mais leves liberando partículas com diferentes energias. Os fragmentos provenientes da reação de fissão são comumente chamados de fragmentos de fissão e muitos deles possuem alta seção de choque de absorção o que provoca modificações significativas as quais devem ser controladas.

Convém destacar a relevância de se conhecer e prever as alterações na composição do combustível nuclear devido sua influência na reatividade e na

distribuição de potência. Deve-se considerar também a necessidade de prolongar o quanto seja permitido o uso do combustível evitando o desperdício, o que poderia significar prejuízo financeiro.

O cálculo da queima requer o acompanhamento da composição do núcleo e da distribuição do fluxo de nêutrons no núcleo, devendo ser levado em conta a dependência temporal e espacial da queima do material físsil, as transmutações, os produtos de fissão e o ajuste dos elementos de controle usados para regular a criticalidade.

A mudança no combustível nuclear pode ocorrer também por transmutação e decaimento radioativo espontâneo, sendo que este último permanece mesmo após sua retirada do reator (PUSA, 2013). Sendo assim é de fundamental importância o conhecimento dessas alterações na composição do combustível nuclear para melhor controlá-lo.

O principal produto de fissão que afeta a operação do reator, segundo (LEWIS, 2008), é o Xenônio-135 devido à sua alta seção de choque de absorção, a qual mede $2,65 \times 10^6$ barns. Este isótopo pode ser produzido diretamente da fissão e também do decaimento de outros produtos de fissão. Outro produto de fissão de alta seção de choque de absorção, 41000 barns, é o Samário-149.

A fim de verificar as variações nas concentrações atômicas, códigos computacionais são usados na solução de equações de depleção simulando núcleos de reatores. Essas equações dependem do tipo de combustível e são essenciais para manter o controle do reator evitando que seu estado fique supercrítico ou subcrítico.

As equações de depleção que descrevem as concentrações isotópicas no núcleo de um reator podem ser obtidas a partir de um balanço de perdas e ganhos. De modo geral, considerando um nuclídeo X com número de massa A que compõe uma determinada cadeia de actínídeos, se $N_{XA}(\vec{r}, t)$ for sua concentração em um dado instante t, as equações de depleção que descrevem as taxas de mudança que

ocorrem com o nuclídeo X, são dadas pela Equação (3.7). A Figura 13 apresenta um esquema da produção e decaimento do nuclídeo X.

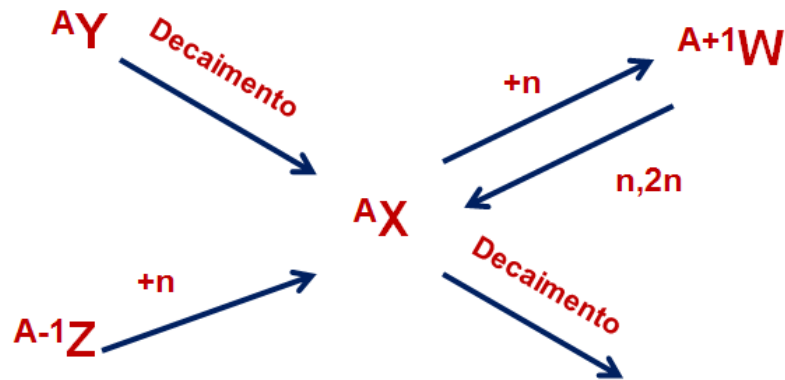


Figura 13: Produção e decaimento do nuclídeo X

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} N_{XA}(\vec{r}, t) = & -N_{XA}(\vec{r}, t) \int_0^{\infty} \sigma_a^{XA}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE - \lambda_{XA} N_{XA}(\vec{r}, t) \\ & + N_{ZA-1}(\vec{r}, t) \int_0^{\infty} \sigma_Y^{ZA-1}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE \\ & + N_{WA+1}(\vec{r}, t) \int_0^{\infty} \sigma_{n,2n}^{WA+1}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE + \lambda_{YA} N_{YA}(\vec{r}, t) \end{aligned} \quad (3.7)$$

$N_u(\vec{r}, t) \equiv$ concentração de isótopos do nuclídeo u u - X, Y, Z, W

$\lambda_u \equiv$ constante de decaimento do nuclídeo u

$\sigma_a^u (\sigma_f^u + \sigma_Y^u + \sigma_{n,2n}^u + \dots) \equiv$ seção de choque microscópica de absorção do nuclídeo u

$\sigma_f^u \equiv$ seção de choque microscópica de fissão nuclídeo u

$\sigma_Y^u \equiv$ seção de choque microscópica de captura do nuclídeo u

$\sigma_{n,2n}^u \equiv$ seção de choque microscópica de reação(n,2n) do nuclídeo u

$\phi(\vec{r}, E, t) \equiv$ fluxo de nêutrons

$\lambda_{YA} N_{YA}(\vec{r}, t)$ – ganho devido ao decaimento de Y para X

$N_{ZA-1}(\vec{r}, t) \int_0^\infty \sigma_Y^{ZA-1}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE$ – ganho devido a transmutação de Z para X via captura de nêutrons

$N_{WA+1}(\vec{r}, t) \int_0^\infty \sigma_{n,2n}^{WA+1}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE$ – ganho devido à reação (n,2n) do nuclídeo W

$N_{XA}(\vec{r}, t) \int_0^\infty \sigma_a^{XA}(E) \phi(\vec{r}, E, t) dE$ – perda devido à captura de nêutrons por X

$\lambda_{XA} N_{XA}(\vec{r}, t)$ – perda devido ao decaimento radioativo de X

Nesse trabalho, para a solução das equações de depleção foi utilizado o código WIMSD-5B, apresentado na próxima seção.

3.2 O código WIMSD-5B

O WIMS (*Winfrith Improve Multigroup Scheme*) é um código determinístico, que se baseia na teoria de transporte para calcular o fluxo como uma função da energia e posição na célula, realizando cálculo para diferentes geometrias, fornecendo parâmetros físicos necessários ao desenvolvimento de projetos de reatores nucleares de diversos tipos. Desde a década de 60 tem logrado êxito nos seus resultados, ademais é bastante aceito internacionalmente, sendo um dos mais utilizados no gerenciamento de núcleo de reatores nucleares. Sua biblioteca padrão

possui dados de seções de choque a multigrupo dos materiais mais utilizados em reatores nucleares (NEA, 1997).

Entre as várias versões do WIMS podem ser destacadas: LWRWIMS, WIMSD e WIMSE. As versões WIMSD não possuem caráter comercial e são disponibilizadas pela Agência de Energia Nuclear (NEA) Data Bank. O código em todas as versões foi desenvolvido para uma biblioteca com um número máximo de 69 grupos de energia, cuja estrutura possibilita uma extensão do número de núclídeos e conjuntos de dados de qualquer isótopo.

A biblioteca padrão WIMS foi organizada de forma que os 69 grupos de energia variam de 10 MeV a 0,0eV classificadas de acordo com a Tabela 3:

Tabela 3: Classificação dos grupos de energia da biblioteca padrão WIMS

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

Fonte: SILVA, 2009

Mais recentemente, com novas atualizações, o código agora tem biblioteca com até 172 grupos de energia. Entre as várias bibliotecas disponíveis tal como WDN29, ENDFB6, ENDFB6GX, JENDL3, JENDL3GX, JEF22, JEF22GX, IAEA E IAEAX, foi escolhida a biblioteca IAEA a qual é formada por 69 grupos de energia, por ser recomendada pela equipe responsável pela atualização do código (NEA, 1997).

O WIMS desenvolve cálculo de células em quatro geometrias diferentes: células homogêneas, placas ou barras cilíndricas, arranjos de barras ou placas (geometria cluster) e multicélula. Nesse trabalho o cálculo foi feito a partir dos dados de uma célula unidimensional.

Alguns dos itens mais significativos produzidos pelos cálculos deste código são: o fator de multiplicação infinito (k_{∞}), o fator de multiplicação efetivo, caso sejam informados os dados de fugas, taxas de reações dos isótopos presentes no cálculo, as constantes médias da célula e as concentrações finais dos nuclídeos iniciais e dos produtos de fissão nos casos de queima (SILVA, 2009).

No código WIMSD a equação de depleção é escrita na Equação (3.8):

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = -(\lambda_i + A_i) \cdot N_i(t) + \sum_k q'_{i,k}(t) \cdot N_k(t) + \sum_k q_{i,k}(t) \cdot N_k(t) \quad (3.8)$$

N_i = concentração do nuclídeo i ,

N_k = concentração do nuclídeo k ,

λ_i = constante de decaimento do nuclídeo i ,

A_i = taxa de reação de absorção do nuclídeo i ,

$q'_{i,k}$ e $q_{i,k}$ = probabilidade do nuclídeo k transmutar para o nuclídeo i .

Como foi mencionado no final da seção anterior, para a solução das equações de depleção, para cada material m e isótopo i , é utilizado o código WIMSD-5B, que as integra pelo método dos trapézios. Segundo (SILVA, 2009) a Equação (3.8) é resolvida para $\lambda_i < \lambda_0$, onde λ_0 assume um valor específico para o qual o nuclídeo é considerado em equilíbrio. Se $\lambda_i > \lambda_0$, assume-se que $\frac{dN_i}{dt} = 0$ e a

Equação (3.8) resume-se à Equação (3.9):

$$N_i(t + \delta t) = N_i(t) + \sum_k \frac{q_{i,k}(t) \cdot N_k(t)}{\lambda_i + A_i} \quad (3.9)$$

A descrição do código pode ser resumida em quatro passos: preparação dos dados, cálculo central, edição e cálculo de queima. Primeiramente o código calcula o

espectro para algumas regiões espaciais, usando toda sua biblioteca de grupos de energia e usa esse espectro para colapsar as seções de choque para o número de grupos que será tomado para o próximo passo. No cálculo central, a equação de transporte é solucionada para um determinado grupo de energia e para uma geometria específica. Na etapa da edição são feitas correções dos dados obtidos na etapa anterior, como por exemplo, correção de fuga, fator de multiplicação efetivo, buckling que torna o sistema crítico, e taxa de reações. Por fim é realizado o cálculo de queima. Completado estes passos, o processo pode ser repetido para a fase inicial ou encerrar (SILVA, 2012). A Figura 14 apresenta um fluxograma com as principais etapas do código.

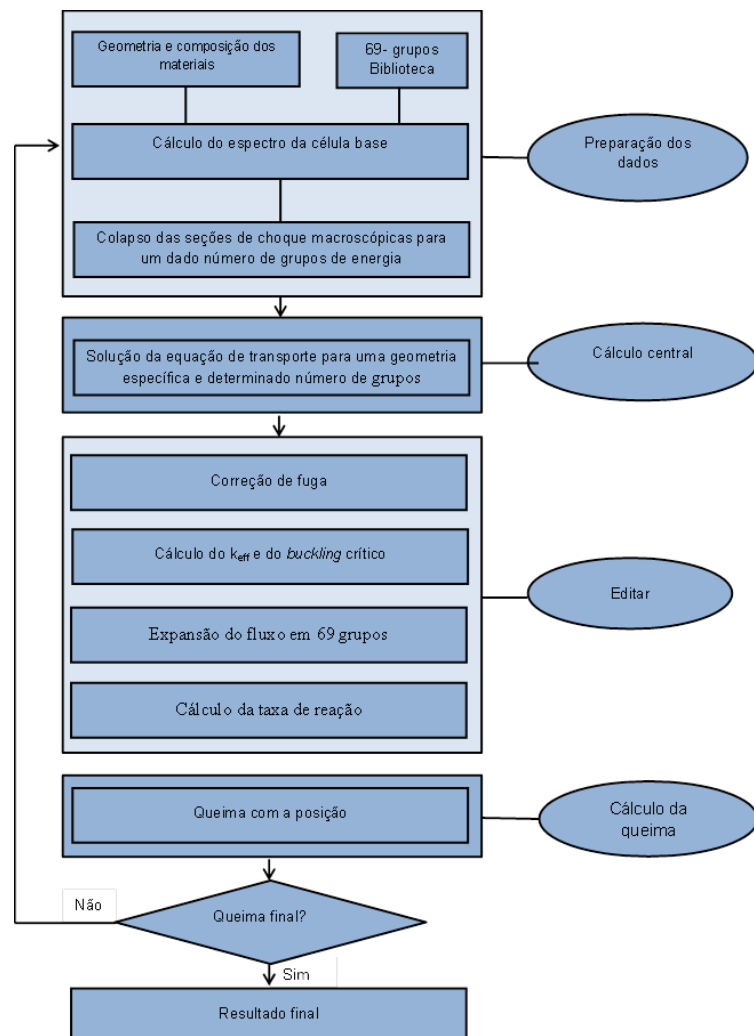


Figura 14: Etapas do código WIMS

A Figura 15 mostra as transições de decaimento e queima de actinídeos implementados na biblioteca do WIMSD-IAEA. Enquanto a Figura 16 apresenta parte da cadeia dos produtos de fissão e transições de decaimento também implementadas na biblioteca do WIMSD-IAEA (IAEA, 2007).

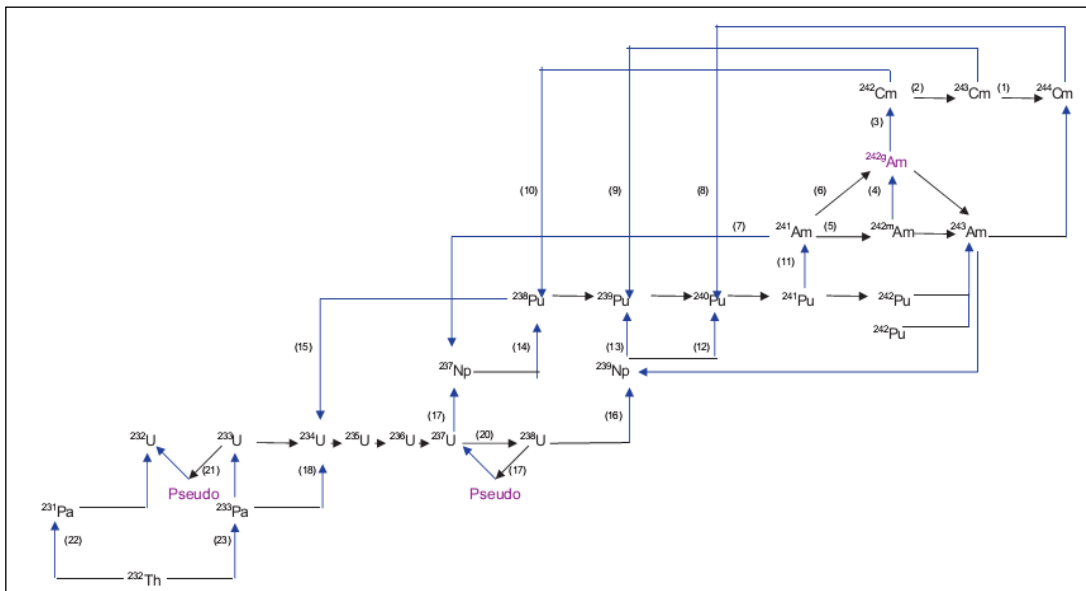


Figura 15: Cadeia de actinídeos

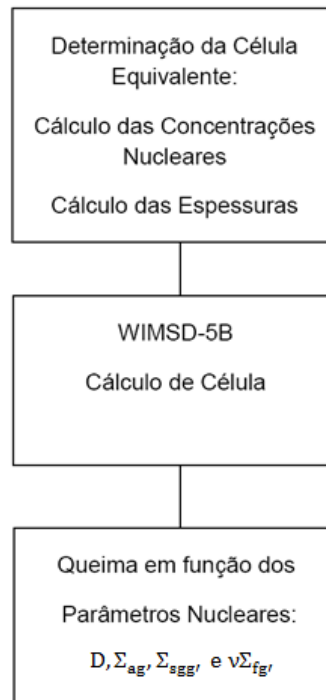


Figura 17: Parâmetros Nucleares Homogeneizados com o WIMSD-5B

3.3 Código em linguagem FORTRAN - DF3DQ

Para estimar a queima espacial do combustível, foi empregado o código em Fortran DF3DQ, embasado na teoria de difusão de nêutrons. Seus dados de entrada foram os resultados fornecidos anteriormente pelo WIMSD-5B. Para solucionar as equações de difusão foi utilizado o Método de Diferenças Finitas (MDF), classificado como determinístico e bastante utilizado na Física de Reatores. Foi estabelecido um modelo estacionário para dois grupos de energia em geometria cartesiana tridimensional.

Neste estudo, não foram consideradas fontes de nêutrons externas e ocorrência de *up-scattering*, ou seja, não há espalhamento do grupo de energia mais baixa, grupo térmico, para o grupo de energia mais alta, grupo rápido. Portanto, para dois grupos de energia, que é o caso deste trabalho, só há espalhamento do grupo rápido, grupo 1, para o grupo térmico, grupo 2. Neste caso, o espectro de fissão, χ_g ,

para o grupo rápido foi considerado um e o espectro de fissão, $\chi_{g'}$, para o grupo térmico foi considerado nulo. Assim, esses termos, χ_g e $\chi_{g'}$ não aparecem na Equação (3.10).

A Equação (3.11), que relaciona a corrente de nêutrons ao fluxo de nêutrons, expressa a Lei de Fick, que afirma que a corrente líquida de nêutrons é igual a menos o coeficiente de difusão multiplicado pelo gradiente do fluxo de nêutrons. O sinal negativo da expressão significa que a difusão ocorre do meio com maior densidade para o meio com menor densidade de nêutrons (LAMARSH, 1983).

Desta forma, uma formulação mais geral da equação de difusão de nêutrons para dois grupos de energia, em estado estacionário, pode ser escrita como:

$$\vec{\nabla} \cdot \vec{J}_g(u) + \Sigma_{tg}(u)\phi_g(u) = \frac{1}{k_{eff}} \sum_{g'=1}^2 v\Sigma_{fg'}(u)\phi_{g'}(u) + \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^2 \Sigma_{sgg'}(u)\phi_{g'}(u) \quad (3.10)$$

Sendo

$$\vec{J}_g(u) = -D_g(u)\vec{\nabla}\phi_g(u) \quad (\text{Lei de Fick}) \quad (3.11)$$

Onde

$$u = (x, y, z)$$

$$\vec{J}_g(u) = \text{corrente líquida de nêutrons no grupo } g,$$

$\Sigma_{tg}(u)$ = seção de choque macroscópica total (absorção + espalhamento) no grupo g ,

$$\chi_g = \text{espectro de fissão para o grupo } g,$$

$$k_{eff} = \text{fator de multiplicação efetivo, autovalor},$$

$v\Sigma_{fg'}(u)$ = número de nêutrons emitidos por fissão, multiplicado pela seção de choque macroscópica de fissão do grupo g' ,

$\Sigma_{sgg'}(u)$ = seção de choque macroscópica de espalhamento do grupo g' para o grupo g

$\Phi_g(u)$ = fluxo de nêutrons no grupo g ,

$q_g(u)$ = fonte externa de nêutrons no grupo g ,

$D_g(u)$ = coeficiente de difusão para o grupo g ,

Substituindo a Equação (3.11) na (3.10), em geometria cartesiana escreve-se

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial x} \vec{J}_{gx}(x, y, z) + \frac{\partial}{\partial y} \vec{J}_{gy}(x, y, z) + \frac{\partial}{\partial z} \vec{J}_{gz}(x, y, z) + \Sigma_{tg}(x, y, z) \Phi_g(x, y, z) \\ = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \sum_{g'=1}^2 \nu \Sigma_{fg'}(x, y, z) \Phi_{g'}(x, y, z) + \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^2 \Sigma_{gg'}(x, y, z) \Phi_{g'}(x, y, z) \end{aligned} \quad (3.12)$$

$$\vec{J}_{gu}(x, y, z) = -D_g(x, y, z) \frac{\partial}{\partial u} \Phi_g(x, y, z) \quad (3.13)$$

3.3.1 Discretização

Para geometria cartesiana tridimensional, o domínio espacial do reator pode ser dividido num arranjo de paralelepípedos regulares, Figura 18. Assim o fluxo médio é representativo para cada nodo (paralelepípedo) e o fluxo de nêutrons para cada região discretizada pode ser escrito em função do fluxo médio.

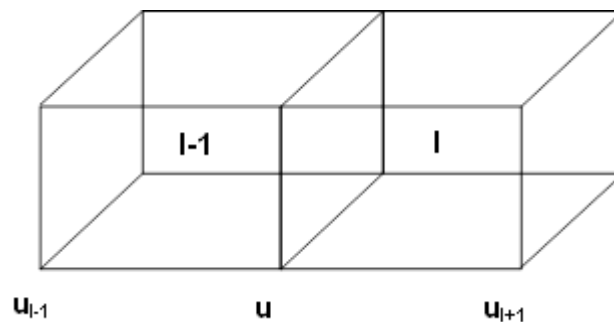


Figura 18: Diagrama representando dois nodos.

As coordenadas serão representadas por u , v e w , e os índices das larguras das malhas definidas por.

u_l , v_m e w_n onde

$$l, m, n = \begin{cases} i = 1, 2, \dots, I & u = x, y, z \\ j = 1, 2, \dots, J & v \neq u \\ k = 1, 2, \dots, K & w \neq u, v \end{cases}$$

o nodo (i, j, k) é definido por

$$x \in [x_i, x_{i+1}]$$

$$y \in [y_i, y_{i+1}]$$

$$z \in [z_i, z_{i+1}]$$

as larguras do nodo são

$$h_u^l \equiv u_{l+1} - u_l; \quad u = x, y, z$$

e o volume do nodo é

$$V^{ijk} \equiv h_x^i h_y^j h_z^k$$

Assim, a discretização do espaço foi usado o método de diferenças finitas em esquema *box*, ou centrado na malha. Nesse esquema o fluxo médio de nêutrons numa determinada malha N e para um grupo de energia g pode se dado por:

$$\bar{\phi}_g^{ijk} = \frac{1}{V^{ijk}} \int_{x_i}^{x_{i+1}} dx \int_{y_i}^{y_{i+1}} dy \int_{z_i}^{z_{i+1}} dz \phi_g(x, y, z) \quad (3.14)$$

Integrando a Equação (3.12) sobre o volume do nodo e dividindo pelo volume V^{ijk} temos:

$$\begin{aligned} \frac{1}{h_x^i} [\bar{J}_{gx}^{jk}(x_{i+1}) - \bar{J}_{gx}^{jk}(x_i)] + \frac{1}{h_y^j} [\bar{J}_{gy}^{ik}(x_{j+1}) - \bar{J}_{gy}^{ik}(x_j)] + \frac{1}{h_z^k} [\bar{J}_{gz}^{ij}(x_{k+1}) - \bar{J}_{gz}^{ij}(x_k)] \\ + \Sigma_{tg}^{ijk} \bar{\phi}_g^{ijk} = \sum_{g'=1}^G \left[\frac{1}{k_{eff}} v \Sigma_{fg'}^{ijk} + \Sigma_{gg'}^{ijk} \Sigma_{gg'} \right] \end{aligned} \quad (3.15)$$

A corrente líquida de nêutrons também deve ser escrita em função do fluxo médio então integrando a Equação (3.13) obtém-se

$$\bar{J}_{gu}^{mn}(u) = - \frac{D_g^{lmn}}{h_v^m h_w^n} \frac{d}{du} \int_{v_m}^{v_{m+1}} dv + \int_{w_n}^{w_{n+1}} dw \phi_g(u, v, w) \quad u = x, y, z \quad (3.16)$$

$$u \in (u_l + u_{l+1})$$

Portanto, é necessário fornecer seis relações entre essas duas grandezas para obter um sistema completo de equações, denominadas equações de acoplamento.

Assim, a corrente de nêutrons passa a ser escrita na forma

$$\bar{J}_{gu}^{mn}(u_l^+) = - D_g^{lmn} \frac{[\bar{\phi}_g^{lmn} - \phi_{gu}^{mn}(u_l)]}{\frac{h_u^l}{2}} \quad (3.17)$$

e

$$\bar{J}_{gu}^{mn}(u_l^-) = D_g^{lmn} \frac{[\phi_{gu}^{mn}(u_l) - \bar{\phi}_g^{l-1mn}]}{\frac{h_u^{l-1}}{2}} \quad (3.18)$$

Aplicando a continuidade de corrente temos

$$\bar{J}_{gu}^{mn}(u_1^+) = \bar{J}_{gu}^{mn}(u_1^-) \quad (3.19)$$

Encontra-se o valor do fluxo $\phi_{gu}^{mn}(u_1)$ e o substitui nas Equações 3.17 e 3.18. Dessa forma as correntes de nêutrons em cada malha l e em um dado grupo de energia g são escritas somente em função do fluxo médio. Assumindo que o coeficiente de difusão, D_g^{lmn} , é constante em cada nodo.

$$\bar{J}_{gu}^{mn}(u_1^+) = - \left[\frac{h_u^l}{2D_g^{lmn}} + \frac{h_u^{l-1}}{2D_g^{l-1mn}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{lmn} - \bar{\phi}_g^{l-1mn}) \quad (3.20)$$

$$\bar{J}_{gu}^{mn}(u_1^-) = \left[\frac{h_u^l}{2D_g^{lmn}} + \frac{h_u^{l+1}}{2D_g^{l+1mn}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{lmn} - \bar{\phi}_g^{l+1mn}) \quad (3.21)$$

Substituindo as Equações (3.20) e (3.21) na Equação (3.15) chegamos a equação escrita em termos de diferenças finitas

$$\begin{aligned} & \frac{1}{h_x^i} \left[\frac{h_x^i}{2D_g^{ijk}} + \frac{h_x^{i-1}}{2D_g^{i-1jk}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{ijk} - \bar{\phi}_g^{i-1jk}) + \frac{1}{h_x^i} \left[\frac{h_x^i}{2D_g^{ijk}} + \frac{h_x^{i+1}}{2D_g^{i+1jk}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{ijk} - \bar{\phi}_g^{i+1jk}) \\ & + \frac{1}{h_y^j} \left[\frac{h_y^j}{2D_g^{ijk}} + \frac{h_y^{j-1}}{2D_g^{ij-1k}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{ijk} - \bar{\phi}_g^{ij-1k}) + \frac{1}{h_y^j} \left[\frac{h_y^j}{2D_g^{ijk}} + \frac{h_y^{j+1}}{2D_g^{ij+1k}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{ijk} - \bar{\phi}_g^{ij+1k}) \\ & + \frac{1}{h_z^k} \left[\frac{h_z^k}{2D_g^{ijk}} + \frac{h_z^{k-1}}{2D_g^{ijk-1}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{ijk} - \bar{\phi}_g^{ijk-1}) + \frac{1}{h_z^k} \left[\frac{h_z^k}{2D_g^{ijk}} + \frac{h_z^{k+1}}{2D_g^{ijk-1}} \right]^{-1} (\bar{\phi}_g^{ijk} - \bar{\phi}_g^{ijk-1}) \end{aligned}$$

$$+ \Sigma_{tg}^{ijk} \bar{\Phi}_g^{ijk} = \sum_{g'=1}^G \left[\frac{1}{k_{\text{eff}}} v \Sigma_{fg'}^{ijk} + \Sigma_{gg'}^{ijk} \Sigma_{gg'} \right] \bar{\Phi}_g^{ijk} \quad (3.22)$$

A Equação (3.22) pode ser escrita na forma matricial

$$N_g \Phi_g = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \sum_{g'=1}^G M_{gg'} \Phi_{g'} + \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^G \Sigma_{gg'} \Phi_{g'} \quad (3.23)$$

onde

N_g = matriz heptadiagonal $N \times N$ que contem os termos de acoplamento do grupo g , a seção de choque total e os termos de espalhamento no grupo,

Φ_g = vetor coluna de dimensão que contem os fluxos para o grupo g ,

$\Sigma_{gg'}$ = matriz diagonal $N \times N$ que contem $\{ \Sigma_{gg'}^{lmn} \}$,

$M_{gg'}$ = matriz diagonal $N \times N$ que contem $\{ v \Sigma_{fg'}^{lmn} \}$,

N = número total de nodos = $I \times J \times K$.

A Equação (3.23) ainda pode ser escrita como:

$$A \Phi = \frac{1}{k_{\text{eff}}} F \Phi \quad (3.24)$$

a saber

A = matriz $NG \times NG$ que contem $\{ N_g \delta_{gg'} - \Sigma_{gg'} \}$,

Φ = vetor coluna de dimensão NG que representa o fluxo de nêutrons, col $\{ \Phi_g \}$,

F = matriz $NG \times NG$ que contem $\{ M_{gg'} \}$.

De acordo com (NAKAMURA, 1977), os mais eficientes métodos iterativos são baseados no método de potências, sendo assim, no problema de autovalor apresentado foi utilizado o método de potência através do código em linguagem FORTRAN.

Nesse processo, a operação numérica de cada iteração envolve a inversão da matriz A . O maior autovalor, k_{eff} , e o seu autovetor, ϕ , associado são calculados após uma sequência de iterações externas e internas, de forma que os valores obtidos são testados até que haja a convergência, atendendo as tolerâncias estabelecidas anteriormente. Na iteração interna foram adotados os métodos de Gauss – Seidel e SOR (Successive Over Relaxation). O primeiro consiste em cada etapa, a partir de um “chute” inicial, utilizar valores calculados anteriormente para reforçar a aproximação e o segundo método permite a obtenção de uma convergência mais rápida. Assim, os fluxos, as distribuições de potência e a queima espacial são calculados. Uma sub-rotina do DF3DQ interpola as seções de choque geradas por ele com as seções de choque geradas pelo WIMSD-5B. A cada passo de queima há uma modificação devido às reações de fissão e aos decaimentos, como não é sabido se os valores fornecidos de queima coincidem com o ponto escolhido no espaço, torna-se necessária a interpolação. O método de interpolação empregado no DF3DQ foi o método de Newton. A interpolação ocorre da seguinte forma: o WIMSD-5B fornece a queima e os parâmetros nucleares, esses últimos são dados de entrada do DF3DQ, como mostra o esquema da Figura 19, agora o DF3DQ calcula a queima espacial. Em seguida uma subrotina desse código interpola os parâmetros nucleares gerados nessa etapa com aqueles fornecidos pelo WIMSD5-B. Deve-se ressaltar que esse último é executado uma única vez, gerando as seções de choque em função da queima. Os novos parâmetros nucleares resultantes da interpolação realimentam a equação de difusão de nêutrons e os cálculos são repetidos, de acordo com os passos de queima pré-determinados, até a finalização do programa.

As Equações (3.25) e (3.26) apresentam as expressões para o teste de convergência. Para as simulações que foram realizadas, explicitadas nas próximas seções, os valores das tolerâncias utilizados no DF3DQ foram:

Tolerância para o K_{eff} ____ $\varepsilon_1 = 10^{-5}$

Tolerância externa para ϕ ____ $\varepsilon_2 = 10^{-4}$

Tolerância interna para ϕ ____ $\varepsilon_3 = 10^{-6}$

$$\left| \frac{K_{\text{eff}}^{\text{valor atual}} - K_{\text{eff}}^{\text{valor anterior}}}{K_{\text{eff}}^{\text{valor atual}}} \right| \times 100 \leq \varepsilon_{K_{\text{eff}}} \quad (3.25)$$

$$\left| \frac{\phi^{\text{valor atual}} - \phi^{\text{valor anterior}}}{\phi^{\text{valor atual}}} \right| \times 100 \leq \varepsilon_{\phi} \quad (3.26)$$

Um esquema geral do cálculo pode ser verificado na Figura 19.

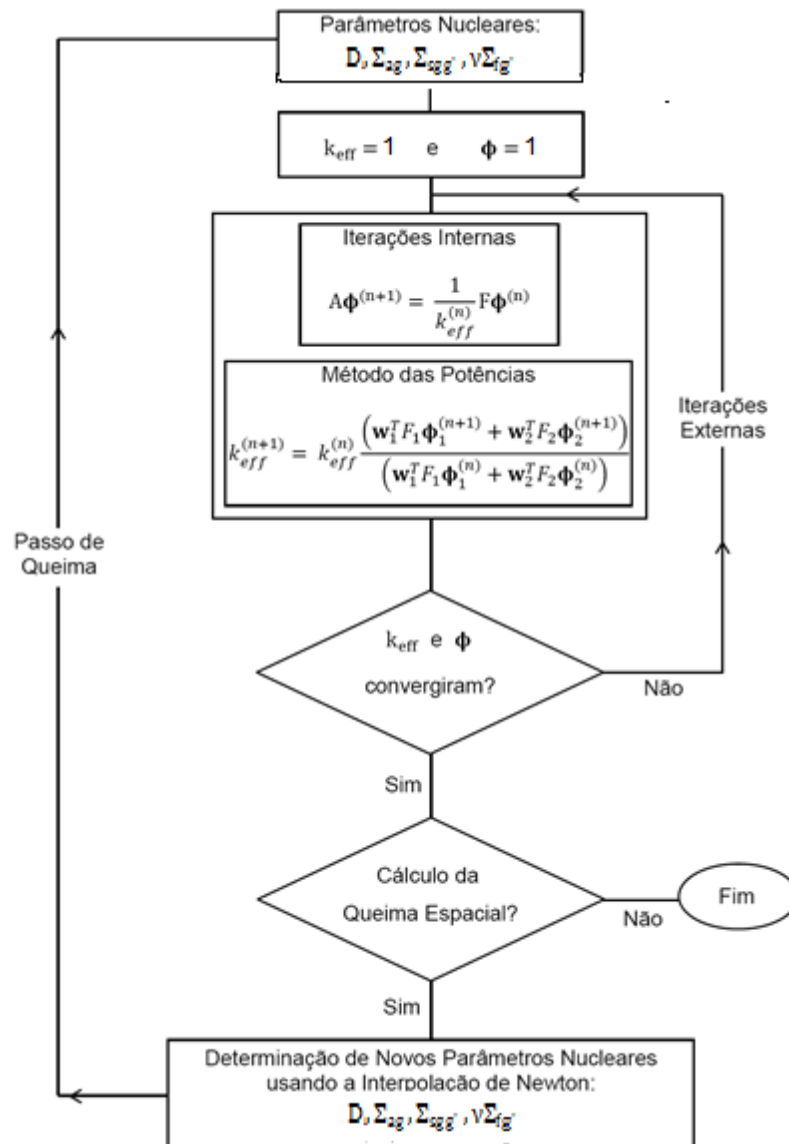


Figura 19: Diagrama esquemático do cálculo da queima espacial

Com a determinação do fluxo de nêutrons pode-se encontrar a distribuição de densidade de potência, que é escrita da seguinte forma:

$$P(x, y, z, t) = \omega C(t) [\Sigma_{f_1}(x, y, z, t)\phi_1(x, y, z, t) + \Sigma_{f_2}(x, y, z, t)\phi_2(x, y, z, t)] \quad (3.27)$$

onde,

ω = energia liberada por fissão (J)

Σ_f = seção de choque macroscópica de fissão (cm^{-1})

ϕ = fluxo de nêutrons (nêutrons/cm². s)

C = constante de normalização

A queima em função da potência pode ser escrita como:

$$\frac{dB(x, y, z)}{dt} = \frac{\omega}{\rho} C(t) [\Sigma_{f_1}(x, y, z, t) \phi_1(x, y, z, t) + \Sigma_{f_2}(x, y, z, t) \phi_2(x, y, z, t)] \quad (3.28)$$

B = queima (MWd/t)

ρ = densidade do combustível (metal pesado)

Considerando os parâmetros nucleares constantes em cada intervalo de tempo discretizado Δt_i e a aproximação “quasi – estática”, dada por

$$C(t_i) \phi_g(x, y, z, t_i) \cong C(t_{i-1}) \phi_g(x, y, z, t_{i-1}) \quad (3.29)$$

pode-se integrar a Equação (3.29) no intervalo $\Delta t_i = t_i - t_{i-1}$, chegando:

$$B(x, y, z, t_i) - B(x, y, z, t_{i-1}) =$$

$$\frac{\omega}{\rho} C(t_{i-1}) [\Sigma_{f_1}^{ijk}(t_{i-1}) \phi_1(x, y, z, t_{i-1}) + \Sigma_{f_2}^{ijk}(t_{i-1}) \phi_2(x, y, z, t_{i-1})] \Delta t_i \quad (3.30)$$

Considerando que os parâmetros nucleares são homogêneos no nodo, pode-se obter a queima média no nodo integrando-se a Equação (3.30) no volume do nodo e dividindo-se pelo próprio volume do nodo:, resultando em

$$\begin{aligned}
& \frac{1}{V^{ijk}} \int_{x_i}^{x_{i+1}} dx \int_{y_i}^{y_{i+1}} dy \int_{z_i}^{z_{i+1}} dz B(x, y, z, t_i) - \frac{1}{V^{ijk}} \int_{x_i}^{x_{i+1}} dx \int_{y_i}^{y_{i+1}} dy \int_{z_i}^{z_{i+1}} dz B(x, y, z, t_{i-1}) = \\
& \frac{\omega}{\rho} C(t_{i-1}) \left[\frac{\Sigma_{f1}^{ijk}(t_{i-1})}{V^{ijk}} \int_{x_i}^{x_{i+1}} dx \int_{y_i}^{y_{i+1}} dy \int_{z_i}^{z_{i+1}} dz \phi_1(x, y, z, t_{i-1}) + \right. \\
& \left. \frac{\Sigma_{f2}^{ijk}(t_{i-1})}{V^{ijk}} \int_{x_i}^{x_{i+1}} dx \int_{y_i}^{y_{i+1}} dy \int_{z_i}^{z_{i+1}} dz \phi_2(x, y, z, t_{i-1}) \right] \Delta t_i \quad (3.31)
\end{aligned}$$

chegando, finalmente, à equação empregada no código DF3DQ para o cálculo de queima espacial do combustível

$$\bar{B}^{ijk}(t_i) - \bar{B}^{ijk}(t_{i-1}) = \frac{\omega}{\rho} C(t_{i-1}) \left[\Sigma_{f1}^{ijk}(t_{i-1}) \bar{\Phi}_g^{ijk}(t_{i-1}) + \Sigma_{f2}^{ijk}(t_{i-1}) \bar{\Phi}_g^{ijk}(t_{i-1}) \right] \Delta t_i \quad (3.32)$$

4 SIMULAÇÕES E RESULTADOS

Para realização desse trabalho foram aplicados os códigos WIMSD-5B e DF3DQ, citados nas seções 3.2 e 3.3, nas simulações de queima espacial do combustível para dois casos:

Caso 1: Reator de Teste de Materiais MTR – IAEA

Caso 2: Reator Multipropósito – RM

4.1 Caso 1: Reator de Teste de Materiais MTR – IAEA

Na década de 80 a IAEA coordenou um trabalho com a colaboração de diferentes organizações, com o objetivo de auxiliar os operadores de reator a determinar a viabilidade da conversão de reatores de alto enriquecimento de urânio (HEU) para baixo enriquecimento de urânio (LEU). Foi utilizado então, um típico reator de pesquisa e teste de materiais, o MTR, sendo simulados problemas de benchmark (IAEA-TECDOC, 1980).

Esse reator possui um núcleo ativo (altura) de 60 cm, cada elemento combustível tem dimensões laterais de 7,7cm X 8,1 cm. É um reator tipo piscina, seu combustível é composto de óxido de urânio disperso em Alumínio ($UAl_x - Al$) e potência de 10 MW. O elemento combustível (EC) é composto por 23 placas e o elemento de controle/segurança (ECS) 21 placas sendo 17 delas idênticas as do EC e as outras as constituídas de Al puro.

As principais dimensões do núcleo estão indicadas nas Figuras 19, 20, 21 e 22.

A Figura. 20 fornece um panorama do núcleo do reator e a Figura 21 apresenta um corte vertical do núcleo.

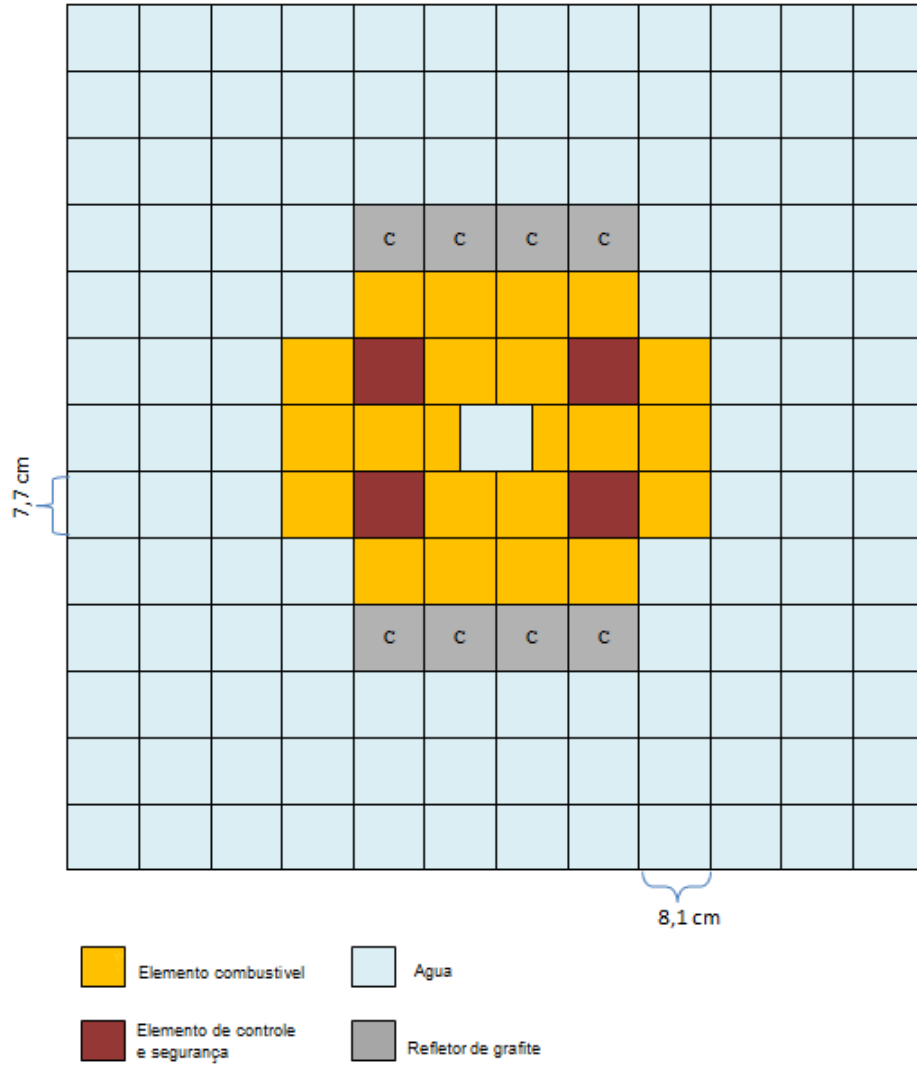


Figura 20: MTR-IAEA

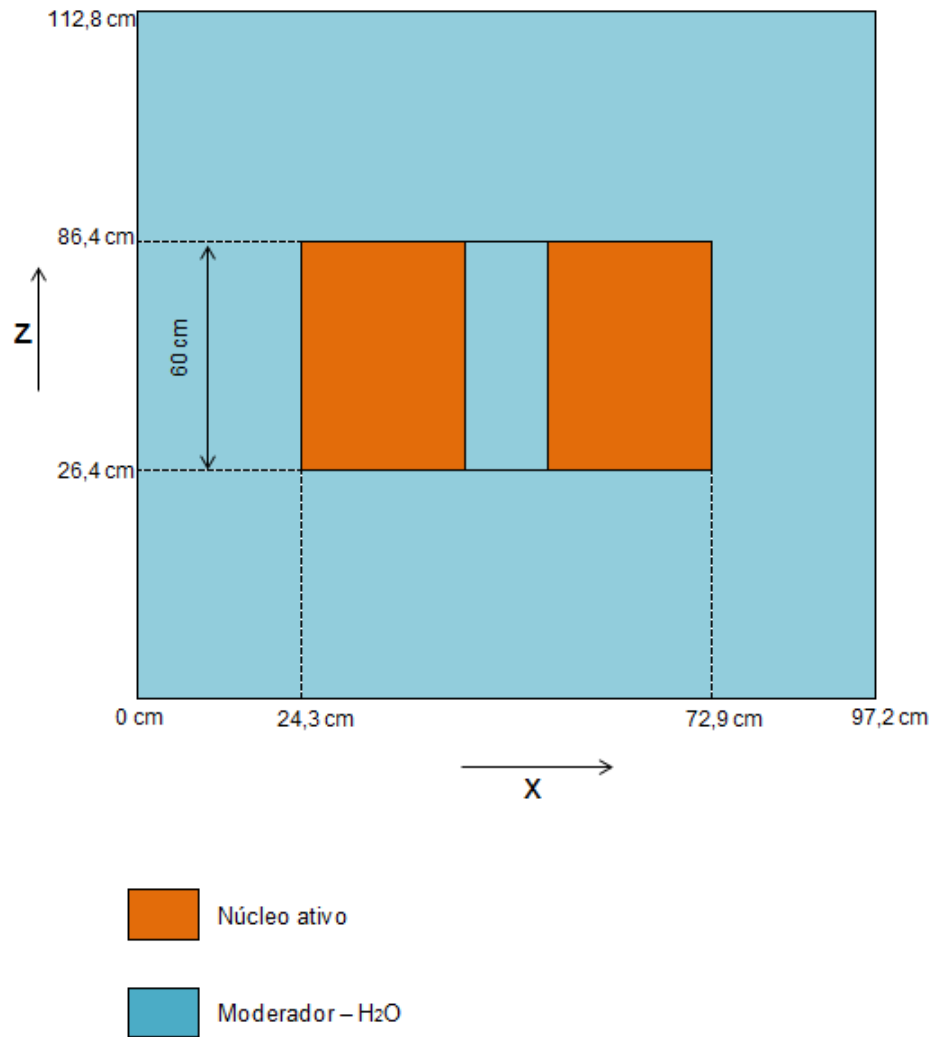


Figura 21: Vista lateral do MTR-IAEA

A Figura 22 representa a seção transversal de um elemento de controle/segurança (ECS)

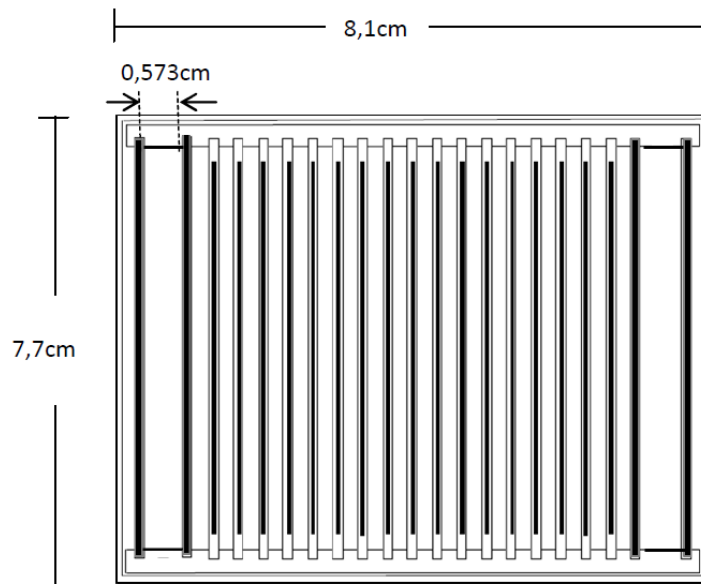


Figura 22: Seção transversal do ECS MTR-IAEA

Os primeiros resultados obtidos decorreram do cálculo de célula, cujo procedimento foi descrito na seção 3.1.1.

As Tabelas 4 a 6 informam o número de regiões das células equivalentes,, seus elementos e isótopos correspondentes, e as espessura e concentrações atômicas.

Tabela 4: EC-MTR

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn . cm)		Espessura (cm)	
		Referência (*)	Calculado	Referência (*)	Calculado
Região 1; "meat"(UAl _x -Al)	²³⁵ U	2,2536x10 ⁻³	2,26271 x 10 ⁻³	0,0255	0,0255
	²³⁸ U	8,9005x10 ⁻³	8,93652 x 10 ⁻³		
	Al	3,8171x10 ⁻²	3,83265 x 10 ⁻²		
Região 2: revestimento	Al	6,0260x10 ⁻²	6,02439 x 10 ⁻²	0,038	0,038
Região 3- 1/2canal de água	H	6,6956x10 ⁻²	6,66739 x10 ⁻²	0,1115	0,1115
	O	3,3428x10 ⁻²	3,33695 x 10 ⁻²		
Região 4: bordas inertes de Al e excesso de água	Al	Sem valores disponíveis para comparação	4,60492 x 10 ⁻²	0,0402	0,0397
	H		1,57441 x 10 ⁻²		
	O		7,87207 x 10 ⁻³		

(*) Fonte: IAEA-TECDOC, 1980

Nas 3 primeiras regiões desta célula os valores calculados das espessuras estão em conformidade com os dados fornecidos pela (IAEA-TECDOC-233,1980) assim como os valores das concentrações. Pode-se atribuir a pequena diferença observada, devido ao número de casas decimais utilizadas nos cálculos e ao número de Avogadro, que pode ser representado por um valor arredondado ou com um distinto número de algarismos significativos. Não foram encontrados elementos de estudo que permitisse a comparação das concentrações isotópicas para a região 4.

Tendo em vista a existência de diferentes métodos de cálculo de célula e que o documento tomado como base não apresenta a metodologia aplicada para essa finalidade, admitiu-se passar as etapas seguintes mantendo os mesmos procedimentos adotados até então.

Tabela 5: ECS-MTR

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn . cm)	Espessura (cm)
		Valor Calculado	Valor Calculado
Região 1: "meat" (UAl _x Al)	²³⁵ U	$2,26271 \times 10^{-3}$	0,0255
	²³⁸ U	$8,93652 \times 10^{-3}$	
	Al	$3,83272 \times 10^{-2}$	
Região 2: revestimento	Al	$6,02439 \times 10^{-2}$	0,038
Região 3: 1/2canal de água	H	$6,66739 \times 10^{-2}$	0,1115
	O	$3,33695 \times 10^{-2}$	
Região 4: bordas inertes de Al, excesso de água, placas de Al puro	Al	$2,99200 \times 10^{-2}$	(*)0,10796
	H	$3,36016 \times 10^{-2}$	
	O	$1,68008 \times 10^{-2}$	

(*) A espessura desta região da célula difere do caso anterior porque a área ativa da célula do ECS é menor e a área extra é maior.

Tabela 6: ECS-MTR – Placas de Al puro substituídas por água

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn . cm)	Espessura (cm)
		Valor Calculado	Valor Calculado
Região 1: "meat"-UAl _x Al	²³⁵ U	$2,26271 \times 10^{-3}$	0,0255
	²³⁸ U	$8,93652 \times 10^{-3}$	
	Al	$3,83272 \times 10^{-2}$	
Região 2: revestimento	Al	$6,02439 \times 10^{-2}$	0,038
Região 3: 1/2canal de água	H	$6,66739 \times 10^{-2}$	0,1115
	O	$3,33695 \times 10^{-2}$	
Região 4: bordas inertes de Al + água.	Al	$2,15922 \times 10^{-2}$	0,10796
	H	$4,28282 \times 10^{-2}$	
	O	$2,14141 \times 10^{-2}$	

Os resultados para as regiões 1,2 e 3 são iguais aos da célula anterior, pois não houve modificação na área ativa da célula. Já na região 4 houve uma redução na concentração de Al, pois neste esquema as placas de Al puro foram retiradas e, como poderia ser previsto, as concentrações de H e O aumentaram.

A Tabela 7 dispõe os resultados obtidos para a célula do refletor de grafite. Esta célula possui duas regiões, uma com o grafite e outra com urânio disperso em Al para fornecer o espectro.

Tabela 7: Refletor de grafite

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn . cm)	Espessura (cm)
		Valor Calculado	Valor Calculado
Região 1: grafite	C	$8,52395 \times 10^{-2}$	3,85cm
Região 2: UAl_x – Al	²³⁵ U	$1,53725 \times 10^{-3}$	0,051 cm
	²³⁸ U	$6,07133 \times 10^{-3}$	
	Al	$2,60389 \times 10^{-3}$	

Os valores das concentrações e espessuras expostos na Tabela 8 dizem respeito à célula do refletor/moderador de água que possui duas regiões, uma composta por água e a outra, à semelhança do caso anterior, com material para fornecer o espectro.

Tabela 8: Água

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn.cm)	Espessura (cm)
		Valor Calculado	Valor Calculado
Região 1: água	H	$6,66739 \times 10^{-2}$	4,05
	O	$3,33695 \times 10^{-2}$	
Região 2: UAI _x - AI	²³⁵ U	$1,53725 \times 10^{-3}$	0,051
	²³⁸ U	$6,07133 \times 10^{-3}$	
	AI	$2,60389 \times 10^{-3}$	

As Tabelas 9 e 10 contêm dados referentes ao MTR-IAEA para construção dos gráficos do fator de multiplicação infinito (k_{∞}) em função da queima. A unidade de queima empregada está de acordo com a definição de *burnup* apresentada no documento de referência da IAEA – TECDOC, 1980, o qual diz:

(%) – significa a porcentagem de perda do número de átomos de ²³⁵U.

Por tal motivo, com o propósito de comparar os resultados obtidos pelo WIMSD-5B com os resultados da referência, a porcentagem foi adotada como unidade de queima. Nas seções 4.1.1 e 4.2.1 as análises de queima foram feitas com a unidade usual, MWd/t (megawatt - day per tonne).

Tabela 9: WIMSD-5B

Burnup (%)	k_{∞}
0	1,66959
6,0282	1,55512
12,0343	1,52633
17,99311	1,49919
23,88872	1,47130
29,71008	1,44205
35,44659	1,41099
41,08985	1,37815
46,63146	1,34269
52,06258	1,30449

Tabela 10: EPRI-CELL

Burnup (%)	k_{∞}
0	1,65475
5	1,5641
10	1,54447
15	1,52413
20	1,50257
25	1,47972
30	1,45544
35	1,42957
40	1,40183
45	1,37191
50	1,33935

Fonte: IAEA – TECDOC, 1980

A Tabela 11 mostra os valores utilizados para a construção dos gráficos da densidade atômica também em função da queima percentual do. $^{235}_{92}\text{U}$.

Tabela 11: Densidades atômicas (átomos/barn.cm) versus a queima percentual do $^{235}_{92}\text{U}$ – Caso1.

Burnup (%)	Densidades atômicas (átomos/barn.cm)				
	Mo_{42}^{95}	Tc_{43}^{99}	Ag_{47}^{109}	Cd_{48}^{113}	Cs_{55}^{137}
0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
6.0	7,43267E-06	6,97691E-06	3,87527E-08	4,77461E-09	7,23203E-06
12.0	1,48258E-05	1,38887E-05	8,17977E-08	4,73881E-09	1,44615E-05
18.0	2,21709E-05	2,07319E-05	1,33235E-07	4,61458E-09	2,16870E-05
23.9	2,94581E-05	2,75007E-05	1,96188E-07	4,52024E-09	2,89059E-05
29.7	3,66788E-05	3,41882E-05	2,73017E-07	4,44233E-09	3,61158E-05
35.4	4,38240E-05	4,07874E-05	3,65559E-07	4,36976E-09	4,33139E-05
41.1	5,08850E-05	4,72899E-05	4,75313E-07	4,29466E-09	5,04978E-05
46.6	5,78520E-05	5,36863E-05	6,03565E-07	4,21115E-09	5,76647E-05
52.1	6,47140E-05	5,99656E-05	7,51487E-07	4,11451E-09	6,48113E-05
Burnup (%)	I_{53}^{135}	Xe_{54}^{135}	Sm_{62}^{149}	Gd_{64}^{155}	Gd_{64}^{157}
0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
6,0	2,75113E-06	2,86288E-08	4,05866E-08	2,43343E-12	5,06325E-10
12,0	2,74988E-06	2,71138E-08	7,00307E-08	4,16455E-12	5,07178E-10
18,0	2,74704E-06	2,53797E-08	8,70859E-08	5,01512E-12	5,08140E-10
23,9	2,74002E-06	2,36872E-08	9,68017E-08	5,69761E-12	5,14092E-10
29,7	2,72996E-06	2,20323E-08	1,01915E-07	6,48516E-12	5,21974E-10
35,4	2,72636E-06	2,04759E-08	1,03987E-07	7,44732E-12	5,29679E-10
41,1	2,70895E-06	1,88618E-08	1,03900E-07	8,56525E-12	5,35788E-10
46,6	2,69967E-06	1,73415E-08	1,02138E-07	9,78177E-12	5,39207E-10
52,1	2,68503E-06	1,58222E-08	9,89753E-08	1,10257E-11	5,39302E-10

46,6	1,20757E-03	1,71682E-04	1,11569E-06	8,79724E-03	1,02601E-07
52,1	1,08468E-03	1,90377E-04	1,47667E-06	8,77739E-03	1,58361E-07
35,4	3,29746E-05	5,83151E-06	2,07936E-06	3,59181E-10	1,61080E-07
41,1	3,88573E-05	7,78758E-06	3,15667E-06	6,29284E-10	3,05199E-07
46,6	4,38709E-05	9,89631E-06	4,45018E-06	1,00202E-09	5,28614E-07
52,1	4,78990E-05	1,21057E-05	5,92021E-06	1,47952E-09	8,54946E-07

Burnup (%)	U ₉₂ ²³⁵	U ₉₂ ²³⁶	Np ₉₃ ²³⁷	U ₉₂ ²³⁸	Pu ₉₄ ²³⁸
0,0	2,26270E-03	0,0	0,0	8,93650E-03	0,0
6,0	2,12630E-03	2,31048E-05	4,93447E-09	8,92118E-03	4,69137E-11
12,0	1,99040E-03	4,59891E-05	3,02941E-08	8,90478E-03	5,90809E-10
18,0	1,85557E-03	6,83926E-05	8,91147E-08	8,88797E-03	2,65523E-09
23,9	1,72217E-03	9,02642E-05	1,90738E-07	8,87077E-03	7,76110E-09
29,7	1,59045E-03	1,11557E-04	3,41678E-07	8,85314E-03	1,78534E-08
35,4	1,46065E-03	1,32236E-04	5,45954E-07	8,83505E-03	3,52459E-08
41,1	1,33296E-03	1,52289E-04	8,04494E-07	8,81644E-03	6,25569E-08
46,6	1,20757E-03	1,71682E-04	1,11569E-06	8,79724E-03	1,02601E-07
52,1	1,08468E-03	1,90377E-04	1,47667E-06	8,77739E-03	1,58361E-07
Burnup (%)	Pu ₉₄ ²³⁹	Pu ₉₄ ²⁴⁰	Pu ₉₄ ²⁴¹	Am ₉₅ ²⁴¹	Pu ₉₄ ²⁴²
0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
6,0	1,82516E-06	1,32120E-07	8,37953E-09	2,60285E-13	8,19599E-11
12,0	6,40529E-06	5,95497E-07	7,63910E-08	4,60747E-12	1,56710E-09
18,0	1,25884E-05	1,42094E-06	2,69276E-07	2,40570E-11	8,74409E-09
23,9	1,94709E-05	2,59582E-06	6,44113E-07	7,58044E-11	2,94615E-08
29,7	2,64136E-05	4,08269E-06	1,24108E-06	1,80557E-10	7,52363E-08

35,4	3,29746E-05	5,83151E-06	2,07936E-06	3,59181E-10	1,61080E-07
41,1	3,88573E-05	7,78758E-06	3,15667E-06	6,29284E-10	3,05199E-07
46,6	4,38709E-05	9,89631E-06	4,45018E-06	1,00202E-09	5,28614E-07
52,1	4,78990E-05	1,21057E-05	5,92021E-06	1,47952E-09	8,54946E-07

Os gráficos da Figura 23 representam as variações da densidade atômica, Atomic density (atoms/barn. cm) de alguns isótopos do urânio, plutônio, amerício, xenônio, samário, gadolínio e césio em função da queima do combustível, *Burnup* (%). O comportamento do k_{∞} pode ser comparado a partir dos resultados obtidos pelo WIMSD-5B e pelo código computacional EPRI-CELL (IAEA-TECDOC, 1980), esse último foi empregado pela ANL (Argonne National Laboratory), na colaboração para o programa RERTR.

Comparando o comportamento do k_{∞} na Figura 23 verifica-se que para ambos os códigos utilizados, EPRI e WIMSD-5B as simulações estão consistentes com resultados apresentados pela IAEA – TECDOC, 1980.

A Tabela12 apresenta os parâmetros nucleares do MTR-IAEA gerados pelo WIMSD-5D, expressando a situação inicial desse reator, ou seja, antes do cálculo de queima proveniente do código em FORTRAN.

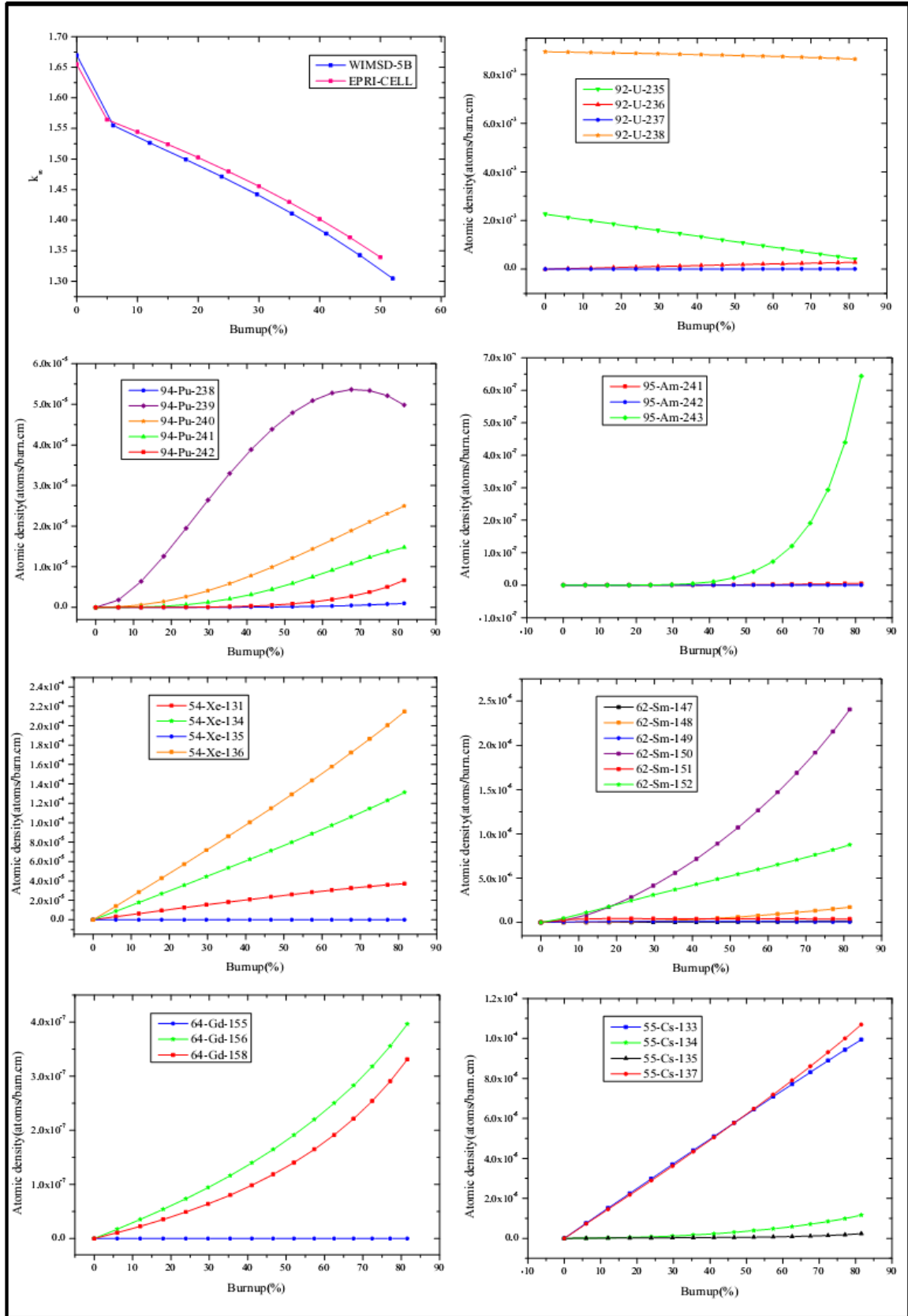


Figura 23: Caso 1: MTR - IAEA – Variações da densidade atômica

Tabela 12: Parâmetros nucleares gerados pelo WIMSD-5B – Caso1

Tipos	Grupos de Energia	D (cm)	$\Sigma_{ag}(\text{cm}^{-1})$	$\Sigma_{sgg'}(\text{cm}^{-1})$	$v\Sigma_{fg'}(\text{cm}^{-1})$
1	1	1,5057590	$6,031858 \times 10^{-3}$	$2,251648 \times 10^{-2}$	$6,061751 \times 10^{-3}$
	2	0,3027651	$1,174729 \times 10^{-1}$	0,0	$2,166684 \times 10^{-1}$
2	1	1,4940170	$4,942925 \times 10^{-3}$	$2,436891 \times 10^{-2}$	$4,715702 \times 10^{-3}$
	2	0,2846088	$9,669898 \times 10^{-2}$	0,0	$1,723481 \times 10^{-1}$
3	1	1,4762660	$3,817605 \times 10^{-5}$	$1,534927 \times 10^{-3}$	0,0
	2	0,8058075	$2,364566 \times 10^{-4}$	0,0	0,0
4	1	1,3227190	$4,967041 \times 10^{-4}$	$4,277160 \times 10^{-2}$	0,0
	2	0,1482380	$1,857872 \times 10^{-2}$	0,0	0,0

4.1.1 Análise da queima

Os esquemas a seguir mostram os resultados fornecidos pelo código em FORTRAN. A queima espacial do combustível foi simulada para 31 dias e como mencionado anteriormente a unidade utilizada para a queima foi o MWd/t..

As Figuras 24 e 25 representam o fluxo de nêutrons dos grupos rápido e térmico, respectivamente, no início da operação.

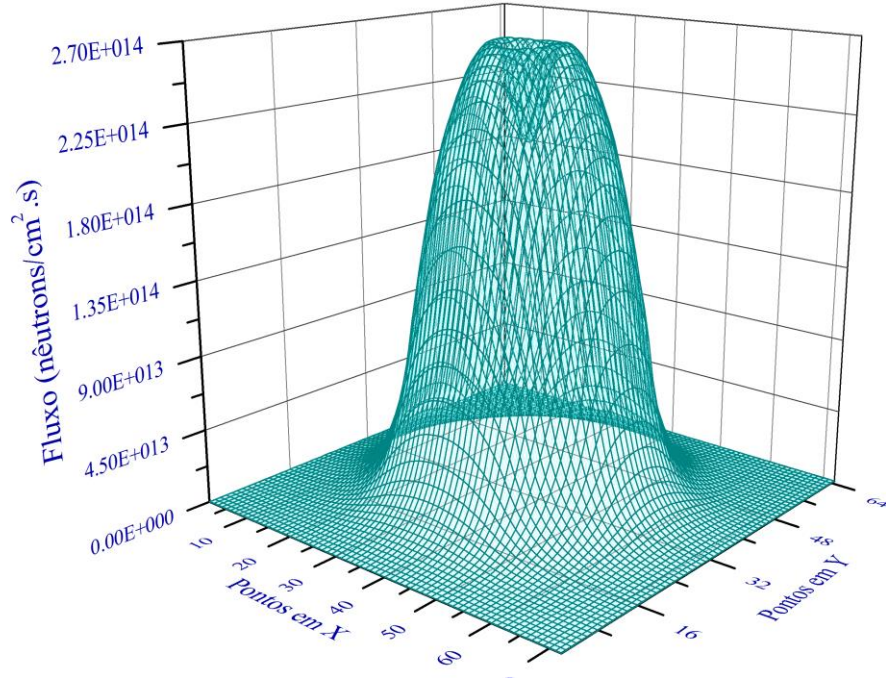


Figura 24: Fluxo de Nêutrons Grupo Rápido – Inicial

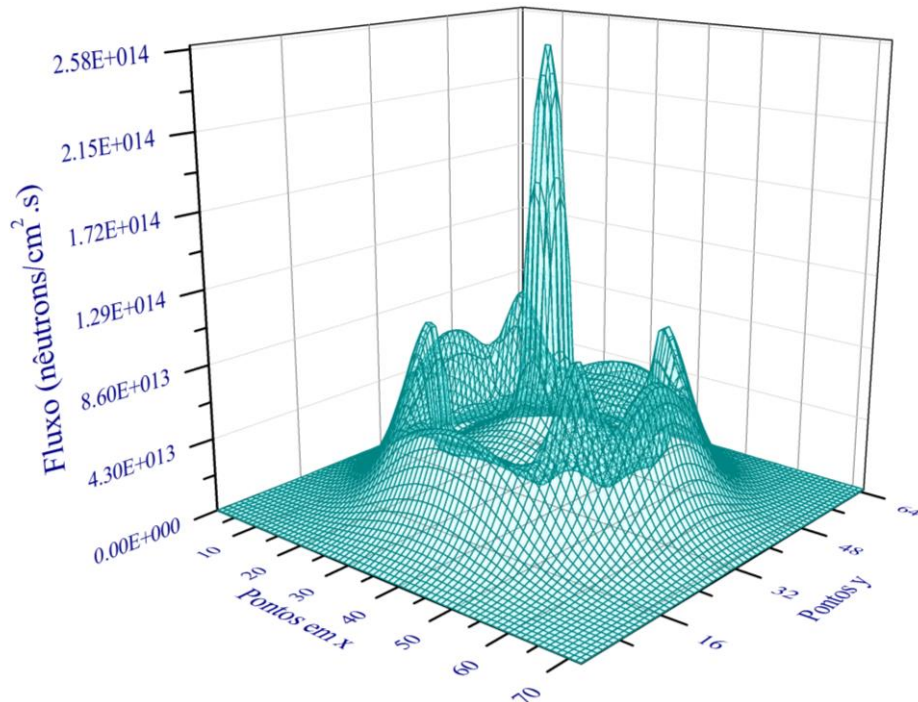


Figura 25: Fluxo de Nêutrons Grupo Térmico– Inicial

A Figura 26 representa uma média em Z da distribuição de potência no início da operação.

		0,35659	0,37855	0,37861	0,35674	
0,33219	0,39569	0,50332	0,50340	0,39587	0,33242	
0,33083	0,42730	0,308633	0,0	0,308710	0,42751	0,33107
0,33214	0,39562	0,50324	0,50332	0,39582	0,33239	
		0,35649	0,37843	0,37849	0,35665	

Figura 26: Distribuição de potência (MW)- Inicial

As Figuras 27 e 28 mostram o fluxo de nêutrons rápidos e térmicos, respectivamente, ao fim dos 31 dias de queima.

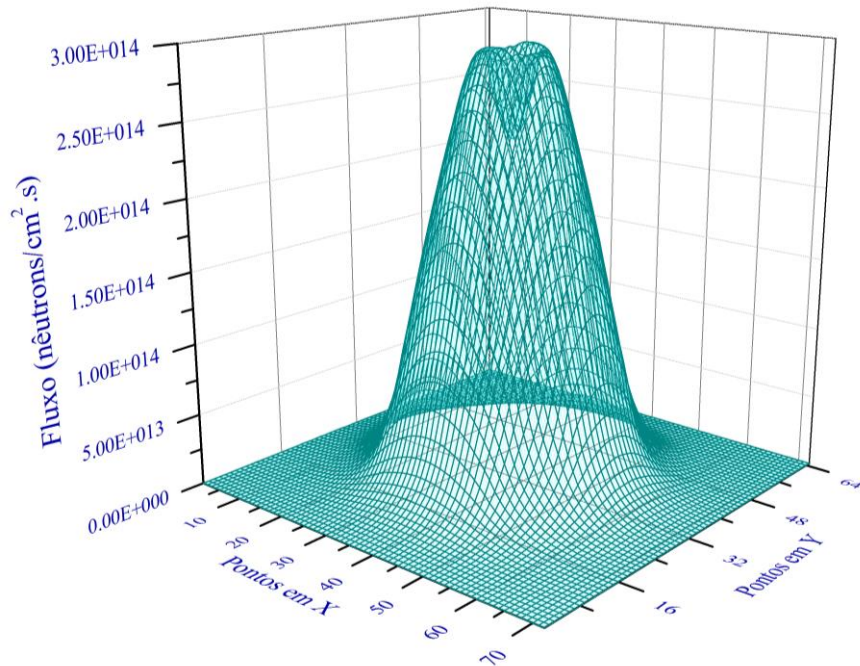


Figura 27: Fluxo de Nêutrons Grupo Rápido – Final

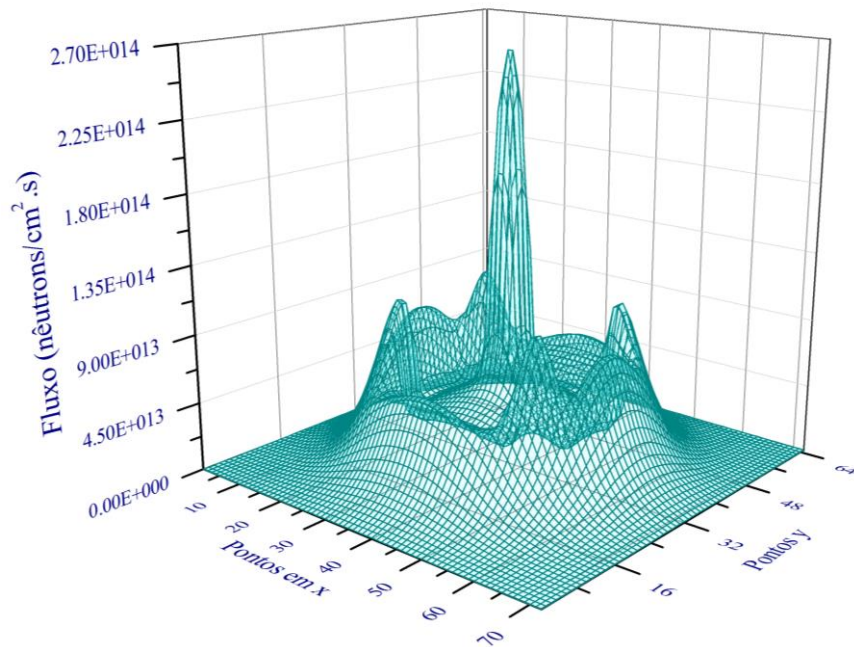


Figura 28: Fluxo de Nêutrons Grupo Térmico – Final

A Figura 29 mostra a distribuição de potência no 31º dia.

		0,35371	0,3795	0,37955	0,35385	
0,32935	0,40655	0,50247	0,50254	0,40673	0,32956	
0,32763	0,42202	0,30667	0,0	0,30674	0,42221	0,33107
0,3293	0,40649	0,50239	0,50248	0,40668	0,32953	
		0,3536	0,37938	0,37944	0,35376	

Figura 29: Distribuição de Potência (MW) Final

As Figuras 30, 31, 32 e 33 retratam a evolução da queima no 1º, 10º, 20º e 31º dias, respectivamente.

		182,87	194,13	194,16	182,95	
170,35	202,92	258,11	258,15	203,01	170,47	
169,66	219,13	158,27	0,0	158,31	219,24	169,78
170,33	202,88	258,07	258,12	202,99	170,45	
		182,80	194,06	194,10	182,90	

Figura 30: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 1º dia

		1823,89	1938,78	1939,07	1824,68	
1699,45	2052,63	2576,34	2576,75	2053,58	1700,61	
1692,04	2185,61	1578,30	0,0	1578,69	2186,67	1693,26
1699,19	2052,30	2575,95	2576,39	2053,32	1700,44	
		1823,29	1938,14	1938,48	1824,19	

Figura 31: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 10º dia

		3643,50	3880,50	3881,08	3645,05	
3394,31	4119,75	5152,56	5153,38	4121,63	3396,60	
3378,86	4362,19	3154,07	0,0	3154,84	4364,27	3381,27
3393,79	4119,09	5151,78	5152,65	4121,12	3396,25	
		3642,31	3879,24	3879,91	3644,10	

Figura 32: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 20º dia

	5640,93	6019,69	6020,58	5643,30	
5254,14	6406,97	7986,67	7987,91	6409,88	5257,63
5229,23	6747,36	4885,12	0,0	4885,12	6750,54
5253,34	6405,97	7985,46	7986,80	6409,08	5257,10
	5639,10	6017,75	6018,78	5641,84	

Figura 33: Queima Acumulada (MWd/t) por EC – 31º dia

Dos resultados obtidos observa-se que o fluxo de nêutrons no centro do reator, na Figura 24, é menor. Isso ocorre devido ao canal de água posicionado no centro do núcleo. A Figura 25 mostra que, apesar de não haver fissão no canal de água o pico no valor do fluxo justifica-se para o grupo de nêutrons térmicos, cuja fonte nesse caso é o espalhamento. Comparando-se o 1º e o 31º dia, representado nas Figuras 30 e 33, respectivamente, é possível notar um aumento significativo nos valores da queima acumulada, principalmente na região central do núcleo. Como o fluxo de nêutrons é maior nessa região, maior também será a queima.

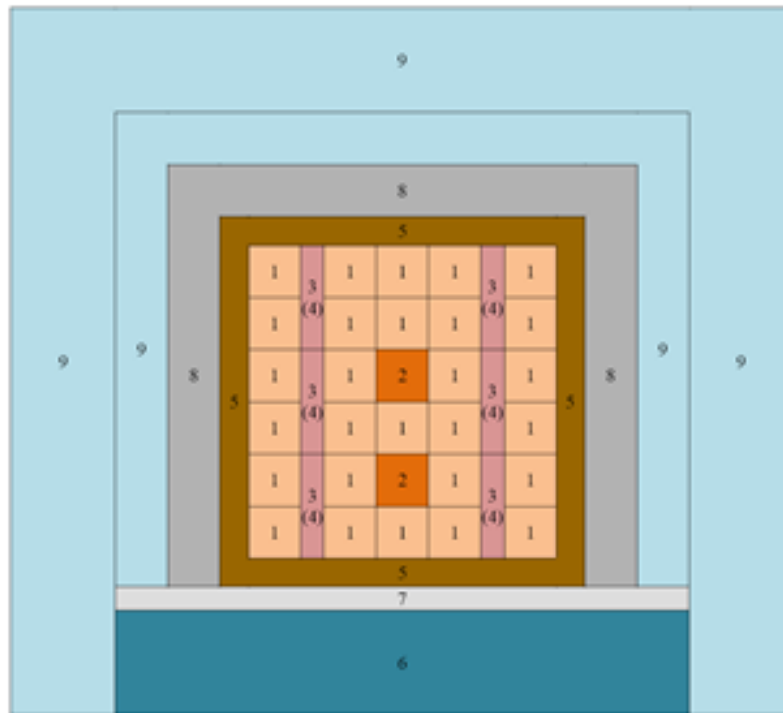
Ao final dos 31 dias, a distribuição de potência no núcleo do MTR-IAEA, Figuras 2 e 29, é praticamente a mesma apresentada no início do ciclo. Isso ocorre devido a queima ter sido simulada para um sistema “quasi-estático”, assim sendo, a diferença dos valores de potência entre o início e o fim, aos 31 dias, não é evidente.

4.2 Caso 2: Reator Multipropósito – RM

Tendo em vista que o Brasil possui um projeto de construção de um reator de pesquisa, com os objetivos mencionados no capítulo 2, torna-se oportuno o estudo do comportamento de um núcleo se assemelha ao futuro reator. Como o projeto do RMB foi inspirado em reatores de pesquisa como o OPAL, OSIRIS, Jules Horowitz e ETRR-2, o reator multipropósito idealizado nesse trabalho apresenta características semelhantes à desses reatores.

O reator multipropósito (RM) tipifica um reator projetado para atingir uma potência de 30MW, possui 28 EC do tipo placa, cada um com 21 placas constituídas de siliceto de urânio (U_3Si_2) disperso em alumínio, além de dois canais para irradiação. O detalhamento desse reator será explicitado ao longo dessa seção. Em relação ao caso 1, as diferenças encontram-se nas dimensões e no tipo de combustível, $UAlx - Al$.

A Figura 34 mostra uma seção transversal (plano xy) do reator multipropósito (RM) e a Figura 35 mostra um corte lateral (plano xz).



1	Elemento Combustível - U_3Si_2	8	Refletor - Grafite
2	Elemento Irradiador - $UAl_2 - Al$ Mini-placas	7	Caixa da Água Pesada - Alumínio
3(4)	Barras de Controle	6	Refletor - Água Pesada
5	Chaminé - Alumínio	9	Refletor - Água da Piscina

Figura 34: Seção transversal (plano xy) – RM

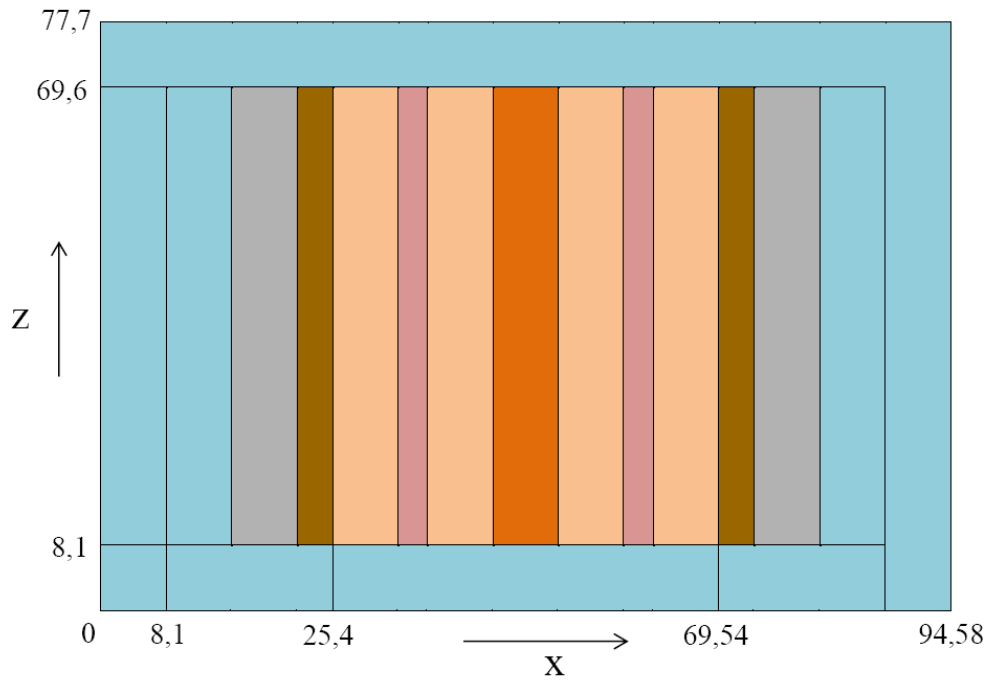


Figura 35: Visão lateral (zx) – RM

A Figura 36 retrata uma seção transversal do núcleo do RM.

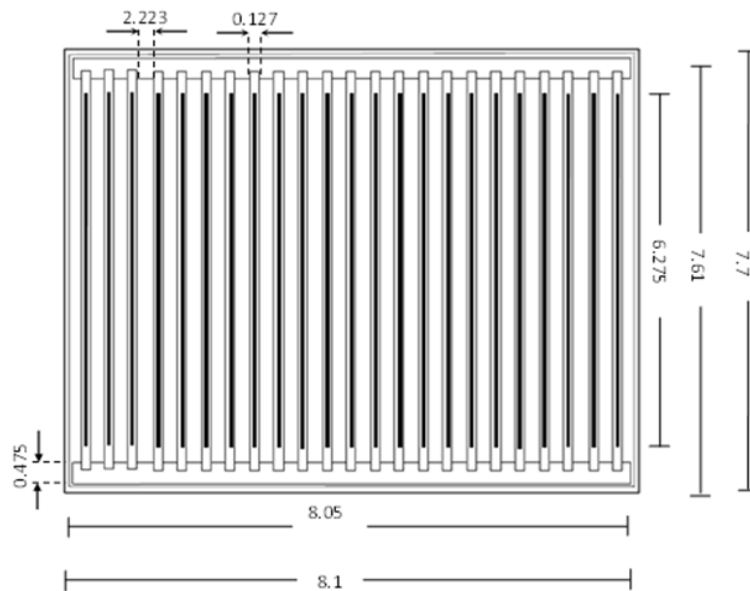


Figura 36: Representação do EC – RM (dimensões em cm, a 20°C)

A Tabela 13 apresenta as principais características do EC do RM.

Tabela 13: Características do EC -RM

Tipo do combustível - U_3Si_2
Teor de ^{235}U no pó – $19.75 \pm 20\%$ “por peso”
Massa total de U – $6.48564 \times 10^4 g$
Massa de U/placa – 110.3g
Dimensões do “meat” – 6. cm x 0.061cm x 1.5 cm

A Figura 37 representa o elemento de irradiação do RM e a Tabela 14 as principais dimensões e características.

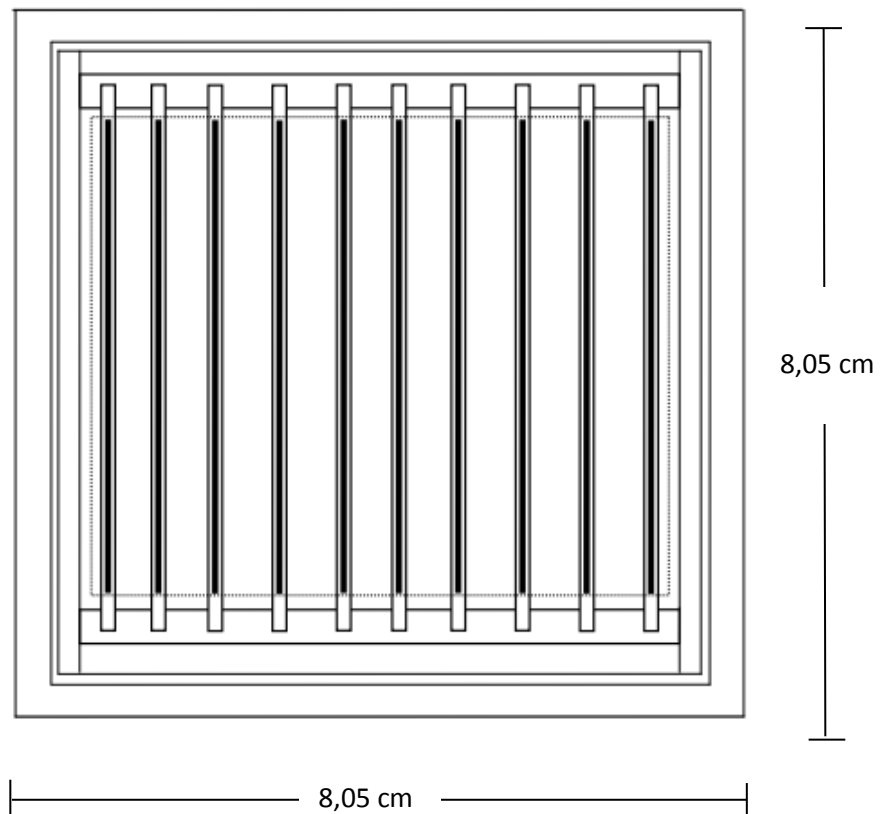


Figura 37: Desenho esquemático do elemento de irradiação

Tabela 14: Características do elemento de irradiação - RM

Tipo do combustível –UAl₂ - Al
Número de placas combustíveis - 10
Massa total de U por miniplaca – 6.4g
Massa de ²³⁵U/placa – 1,4g
Dimensões do “meat” – 4,0cmx0,076cmx 11,8cm
Dimensões da miniplaca – 0,152 cm x 5,2 cm x 17,0 cm
Dimensões do canal de refrigeração –0,418 cm x 4,975 cm

A Tabela 15 apresenta as regiões da célula equivalente, elementos e isótopos, concentração atômica e espessuras da célula do EC-RM.

Tabela 15: EC-RM

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn xcm)		Espessura (cm)	
		Referência	Calculado	Referência	Calculado
Região1: “meat”-U ₃ Si ₂ - Al	²³⁴ U	2,28116 x 10 ⁻⁵	6,083726 x10 ⁻⁶	0,0305	0,0305
	²³⁵ U	2,28888 x 10 ⁻³	2,28950 x 10 ⁻³		
	²³⁸ U	9,16049 x 10 ⁻³	9,17754 x10 ⁻³		
	Si	7,63292 x 10 ⁻³	7,64874 x10 ⁻³		
	Al	3,61574 x 10 ⁻²	3,61610 x 10 ⁻²		
Região2: revestimento	Al	6,02442 x 10 ⁻²	6,02439 x 10 ⁻²	0,037	0,037
Região3: 1/2canal de água	H	6,67462 x 10 ⁻²	6,66000 x10 ⁻²	0,1225	0,1225
	O	3,33731 x 10 ⁻²	3,33500 x10 ⁻²		
Região4: bordas inertes de Al e excesso de água	Al	3,98094 x 10 ⁻²	3,98234 x10 ⁻²	0,0532	0,0532
	H	2,26389 x 10 ⁻²	2,26386 x10 ⁻²		
	O	1,13195 x 10 ⁻²	1,13193 x10 ⁻²		

A discrepância entre os valores das concentrações do ²³⁴U baseia-se no fato de haver diferentes formas de se calcular a concentração deste isótopo na mistura.

A fórmula utilizada nesse trabalho está em conformidade com (RUCKER e JOHNSON, 1998) e é expressa por

$$\% {}^{234}_{92}\text{U} = 0,0015 + 0,0058E + 0,000054E^2$$

onde:

$$\% {}^{234}_{92}\text{U} = \text{porcentagem de urânio 234 na massa}$$

$$E = \% {}^{235}_{92}\text{U} \text{ (porcentagem de urânio-235 na massa)}$$

As Tabelas de 16, 17, 18, 19 e 20, apresentam as espessuras e concentrações das células do ECS, da guia do ECS, da chaminé, irradiador parte ativa, irradiador região não combustível.

Tabela 16: ECS-RM

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn x cm)		Espessura (cm)	
		Referência	Calculado	Referência	Calculado
Região 1: Ag-In-Cd	^{107}Ag	$2,25711 \times 10^{-2}$	$2,25579 \times 10^{-2}$	0,225	0,225
	^{109}Ag	$2,09773 \times 10^{-2}$	$2,09771 \times 10^{-2}$		
	$(*) {}^{113}_{115}\text{In} + {}^{115}_{115}\text{In}$	$7,67108 \times 10^{-3}$	$7,67126 \times 10^{-3}$		
	Cd	$2,61208 \times 10^{-3}$	$2,61207 \times 10^{-3}$		
Região 2: SS-304	Mn	$1,37620 \times 10^{-3}$	$1,46455 \times 10^{-3}$	0,1	0,1
	Si	$6,38380 \times 10^{-4}$	$6,26600 \times 10^{-4}$		
	Ni	$7,67040 \times 10^{-3}$	$8,16223 \times 10^{-3}$		
	Cr	$1,58100 \times 10^{-2}$	$1,68255 \times 10^{-2}$		
	Fe	$5,54450 \times 10^{-2}$	$5,9007 \times 10^{-2}$		
	C	$1,05610 \times 10^{-4}$	$1,11161 \times 10^{-4}$		
	Mo	$7,94240 \times 10^{-5}$	$8,45082 \times 10^{-5}$		
	Co	$1,63530 \times 10^{-4}$	$1,74028 \times 10^{-4}$		
	P	(*)	$4,00424 \times 10^{-5}$		

	S	(*)	$1,56206 \times 10^{-4}$		
Região 3: H₂O	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66700 \times 10^{-2}$	0,375	0,375
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		
Região 4: Al	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02439 \times 10^{-2}$	0,30	0,30
Região 5: ½ canal de água	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66700 \times 10^{-2}$	0,1225	0,1225
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		
Região 6: revestimento da placa combustível	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02439 \times 10^{-2}$	0,037	0,037
Região 7: U₃Si₂-Al (***)	²³⁴ U	$1,42572 \times 10^{-5}$	$9,97368 \times 10^{-6}$	0,061	0,061
	²³⁵ U	$1,43055 \times 10^{-3}$	$1,43064 \times 10^{-3}$		
	²³⁸ U	$5,72531 \times 10^{-3}$	$5,72299 \times 10^{-3}$		
	Si	$4,77057 \times 10^{-3}$	$4,78034 \times 10^{-3}$		
	Al	$4,51967 \times 10^{-2}$	$4,51967 \times 10^{-2}$		
Região 8: revestimento da placa combustível	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02662 \times 10^{-2}$	0,037	0,037
Região 9:1/2 canal de água	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66700 \times 10^{-2}$	0,1225	0,1225
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		

(*) Devido à pequena abundância do ¹¹³In, sua concentração foi somada à do ¹¹⁵In.

(**) Os elementos P e S são constituintes do aço SS-304, as informações foram obtidas a partir do documento usado como referência para o cálculo das concentrações desta região.

(***) As concentrações dos isótopos dessa região foram calculadas considerando a densidade do urânio igual a 3,0 g/cm³.

O aço inoxidável SS-304 apresenta diferentes composições dependendo do fabricante e do objetivo a que se destina. Nessa dissertação os elementos químicos apresentados na Tabela 17 região 2, como integrantes do revestimento do absorvedor estão disponíveis em (PINTO,2012), onde a composição química é resultado da média aritmética dos valores fornecidos pelo fabricante(PROSIT) e medido duas vezes pelo IPEN. Apesar do RM não conter P e S no revestimento dos absorvedores esses elementos foram incorporados a Tabela e nos cálculos das

concentrações por representarem uma porcentagem muito pequena frente aos outros elementos. Na pesquisa da composição do SS-304, os componentes mencionados por (PINTO, 2012) foram os que mais se aproximaram da realidade do RM.

Tabela 17: Guia do ECS-RM

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn x cm)		Espessura (cm)	
		Referência	Calculado	Referência	Calculado
Região 1: ½ canal de H ₂ O	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66000 \times 10^{-2}$	0,225	0,225
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		
Região 2: H ₂ O	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66000 \times 10^{-2}$	0,1	0,1
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		
Região 3: H ₂ O	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,02439 \times 10^{-2}$	0,375	0,375
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		
Região 4: Al	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02662 \times 10^{-2}$	0,30	0,30
Região 5: ½ canal de água	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66000 \times 10^{-2}$	0,1225	0,1225
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		
Região 6: revestimento da placa combustível	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02662 \times 10^{-2}$	0,037	0,037
Região 7: U ₃ Si ₂ -Al(****)	²³⁴ U	$1,42572 \times 10^{-5}$	$9,97368 \times 10^{-6}$	0,061	0,061
	²³⁵ U	$1,43055 \times 10^{-3}$	$1,43064 \times 10^{-3}$		
	²³⁸ U	$5,72531 \times 10^{-3}$	9×10^{-3}		
	Si	$4,77 \times 10^{-3}$	$4,74 \times 10^{-3}$		
	Al	$4,51967 \times 10^{-2}$	$4,51967 \times 10^{-2}$		
Região 8: revestimento da placa combustível	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02662 \times 10^{-2}$	0,037	0,037
Região 9: 1/2 canal de água	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66700 \times 10^{-2}$	0,1225	0,1225
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		

A célula do ECS difere da célula da guia da barra de controle somente nas regiões 1 e 2, onde as ligas de Ag-In-Cd e SS-304 daquela são substituídos por água.

Tabela 18: Chaminé

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn x cm)		Espessura (cm)	
		Referência	Calculado	Referência	Calculado
Região 1: Al + H ₂ O	H	$1,65531 \times 10^{-2}$	$1,65501 \times 10^{-2}$	1,5	1,5
	O	$8,27653 \times 10^{-3}$	$8,27507 \times 10^{-3}$		
	Al	$4,53036 \times 10^{-2}$	$4,53050 \times 10^{-2}$		
Região 2: U ₃ Si ₂ -Al	²³⁴ U	$1,42572 \times 10^{-5}$	$9,97368 \times 10^{-6}$	0,061	0,061
	²³⁵ U	$1,43055 \times 10^{-3}$	$1,43064 \times 10^{-3}$		
	²³⁸ U	$5,72531 \times 10^{-3}$	$5,72990 \times 10^{-3}$		
	Si	$4,77057 \times 10^{-3}$	$4,78034 \times 10^{-3}$		
	Al	$4,51967 \times 10^{-2}$	$4,51967 \times 10^{-2}$		

Tabela 19: Irradiador parte ativa - RM

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn x cm)		Espessura (cm)	
		Referência	Calculado	Referência	Calculado
Região 1: UAl ₂ -Al	²³⁵ U	$1,00010 \times 10^{-3}$	$1,00000 \times 10^{-3}$	0,038	0,038
	²³⁸ U	$3,99650 \times 10^{-3}$	$3,98941 \times 10^{-3}$		
	Al	$5,21640 \times 10^{-3}$	$5,20375 \times 10^{-3}$		
Região 2: revestimento	Al	$6,02442 \times 10^{-2}$	$6,02439 \times 10^{-2}$	0,038	0,038
Região 3: ½ canal de água	H	$6,67462 \times 10^{-2}$	$6,66700 \times 10^{-2}$	0,210	0,209
	O	$3,33731 \times 10^{-2}$	$3,33350 \times 10^{-2}$		

Tabela 20: Irradiador região não combustível - RM

Regiões	Elementos e isótopos	Concentração (átomos/barn x cm)		Espessura (cm)	
		Referência	Calculado	Referência	Calculados
Região 1: H ₂ O + Al	H	$1,77879 \times 10^{-2}$	$1,07073 \times 10^{-2}$	1,4	1,4875
	O	$8,89393 \times 10^{-3}$	$1,07073 \times 10^{-3}$		
	Al	$4,41891 \times 10^{-2}$	$4,09150 \times 10^{-2}$		
Região 2: U ₃ Si ₂ -Al	²³⁴ U	$1,42572 \times 10^{-5}$	$9,97368 \times 10^{-6}$	0,061	0,061
	²³⁵ U	$1,43055 \times 10^{-3}$	$1,43064 \times 10^{-3}$		
	²³⁸ U	$5,72531 \times 10^{-3}$	$5,72990 \times 10^{-3}$		
	Si	$4,77057 \times 10^{-3}$	$4,78034 \times 10^{-3}$		
	Al	$4,51967 \times 10^{-2}$	$4,51967 \times 10^{-2}$		

A Tabela 21 mostra os valores do k_{∞} gerados pelo WIMSD-5B. Os gráficos da Figura 38 representam a variação do k_{∞} e as variações da concentração de alguns isótopos do urânio, plutônio, amerício, xenônio, samário, gadolínio e césio em função da queima do combustível, como foi feito no caso 1. As unidades de queima adotadas no caso 1 foram mantidas.

Tabela 21: WIMSD-5B

Burnup (%)	k_{∞}
0	1,66959
6,0282	1,55512
12,0343	1,52633
17,99311	1,49919
23,88872	1,4713
29,71008	1,44205
35,44659	1,41099
41,08985	1,37815
46,63146	1,34269
52,06258	1,30449

Os valores da densidade atômica em função da queima percentual do $^{235}_{92}\text{U}$ para o caso 2 estão na Tabela 22.

Tabela 22: Densidades atômicas (átomos/barn.cm) versus a queima percentual do $^{235}_{92}\text{U}$ – Caso2

Burnup (%)	42-Mo-95	43-Tc-99	47-Ag-109	48-Cd-113	55-Cs-137
0,0	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00
6,0	7,61066E-06	7,14404E-06	3,98091E-08	4,82469E-09	7,40639E-06
12,0	1,51794E-05	1,42188E-05	8,41309E-08	4,77959E-09	1,48101E-05
18,0	2,26973E-05	2,12207E-05	1,37274E-07	4,65435E-09	2,22098E-05
23,9	3,01540E-05	2,81435E-05	2,02523E-07	4,56052E-09	2,96026E-05
29,7	3,75403E-05	3,49800E-05	2,82348E-07	4,48406E-09	3,69858E-05
35,4	4,48467E-05	4,17226E-05	3,78674E-07	4,41272E-09	4,43568E-05

41,1	5,20640E-05	4,83623E-05	4,93068E-07	4,33828E-09	5,17128E-05
46,6	5,91818E-05	5,48894E-05	6,26862E-07	4,25480E-09	5,90508E-05
52,1	6,61884E-05	6,12935E-05	7,81262E-07	4,15731E-09	6,63673E-05
Burnup (%)	53-I-135	54-Xe-135	62-Sm-149	64-Gd-155	64-Gd-157
0,0	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00
6,0	2,81671E-06	2,91063E-08	4,11431E-08	2,47483E-12	5,19411E-10
12,0	2,81540E-06	2,75542E-08	7,09156E-08	4,20830E-12	5,20927E-10
18,0	2,81232E-06	2,57637E-08	8,81535E-08	5,05914E-12	5,22303E-10
23,9	2,80492E-06	2,40182E-08	9,79863E-08	5,76470E-12	5,28860E-10
29,7	2,79429E-06	2,23155E-08	1,03180E-07	6,59710E-12	5,37422E-10
35,4	2,79033E-06	2,07139E-08	1,05279E-07	7,61687E-12	5,45687E-10
41,1	2,77201E-06	1,90531E-08	1,05161E-07	8,79675E-12	5,52158E-10
46,6	2,76208E-06	1,74899E-08	1,03310E-07	1,00730E-11	5,55694E-10
52,1	2,74713E-06	1,59326E-08	1,00001E-07	1,13684E-11	5,55643E-10
Burnup (%)	92-U-235	92-U-236	93-Np-237	92-U-238	94-Pu-238
0,0	2,28950E-03	0,00000E+00	0,00000E+00	9,17750E-03	0,00000E+00
6,0	2,14987E-03	2,37721E-05	5,34395E-09	9,16169E-03	5,24567E-11
12,0	2,01079E-03	4,73062E-05	3,26579E-08	9,14470E-03	6,58352E-10
18,0	1,87284E-03	7,03260E-05	9,58269E-08	9,12728E-03	2,95099E-09
23,9	1,73640E-03	9,27815E-05	2,04617E-07	9,10946E-03	8,60856E-09
29,7	1,60173E-03	1,14627E-04	3,65716E-07	9,09119E-03	1,97629E-08
35,4	1,46908E-03	1,35840E-04	5,82600E-07	9,07244E-03	3,89355E-08
41,1	1,33865E-03	1,56387E-04	8,55431E-07	9,05313E-03	6,89302E-08
46,6	1,21066E-03	1,76234E-04	1,18249E-06	9,03322E-03	1,12747E-07
52,1	1,08529E-03	1,95340E-04	1,56063E-06	9,01260E-03	1,73550E-07
Burnup (%)	94-Pu-239	94-Pu-240	94-Pu-241	95-Am-241	94-Pu-242
0,0	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00	0,00000E+00
6,0	1,88181E-06	1,40344E-07	9,28380E-09	2,88470E-13	9,23769E-11
12,0	6,59494E-06	6,30004E-07	8,43325E-08	5,08752E-12	1,76171E-09
18,0	1,29425E-05	1,49754E-06	2,96087E-07	2,64606E-11	9,80080E-09
23,9	1,99885E-05	2,72621E-06	7,05299E-07	8,30382E-11	3,29179E-08
29,7	2,70733E-05	4,27393E-06	1,35308E-06	1,96945E-10	8,37833E-08
35,4	3,37428E-05	6,08667E-06	2,25707E-06	3,90060E-10	1,78780E-07
41,1	3,96941E-05	8,10654E-06	3,41132E-06	6,80264E-10	3,37606E-07

46,6	4,47344E-05	1,02764E-05	4,78783E-06	1,07809E-09	5,82830E-07
52,1	4,87481E-05	1,25424E-05	6,34090E-06	1,58405E-09	9,39594E-07

Na Figura 38 tem-se o comportamento do k_{∞} e das densidades atômicas dos núclídeos apresentados na Tabela 22.

Nessa simulação feita para o RM, o comportamento do k_{∞} se mostra semelhante ao do MTR-IAEA e está de acordo com a literatura.

No que se refere às variações dos núclídeos devido a queima, o comportamento dos isótopos nos dois reatores são muito semelhantes, como já era esperado, uma vez que o material físsil é o mesmo para ambos.

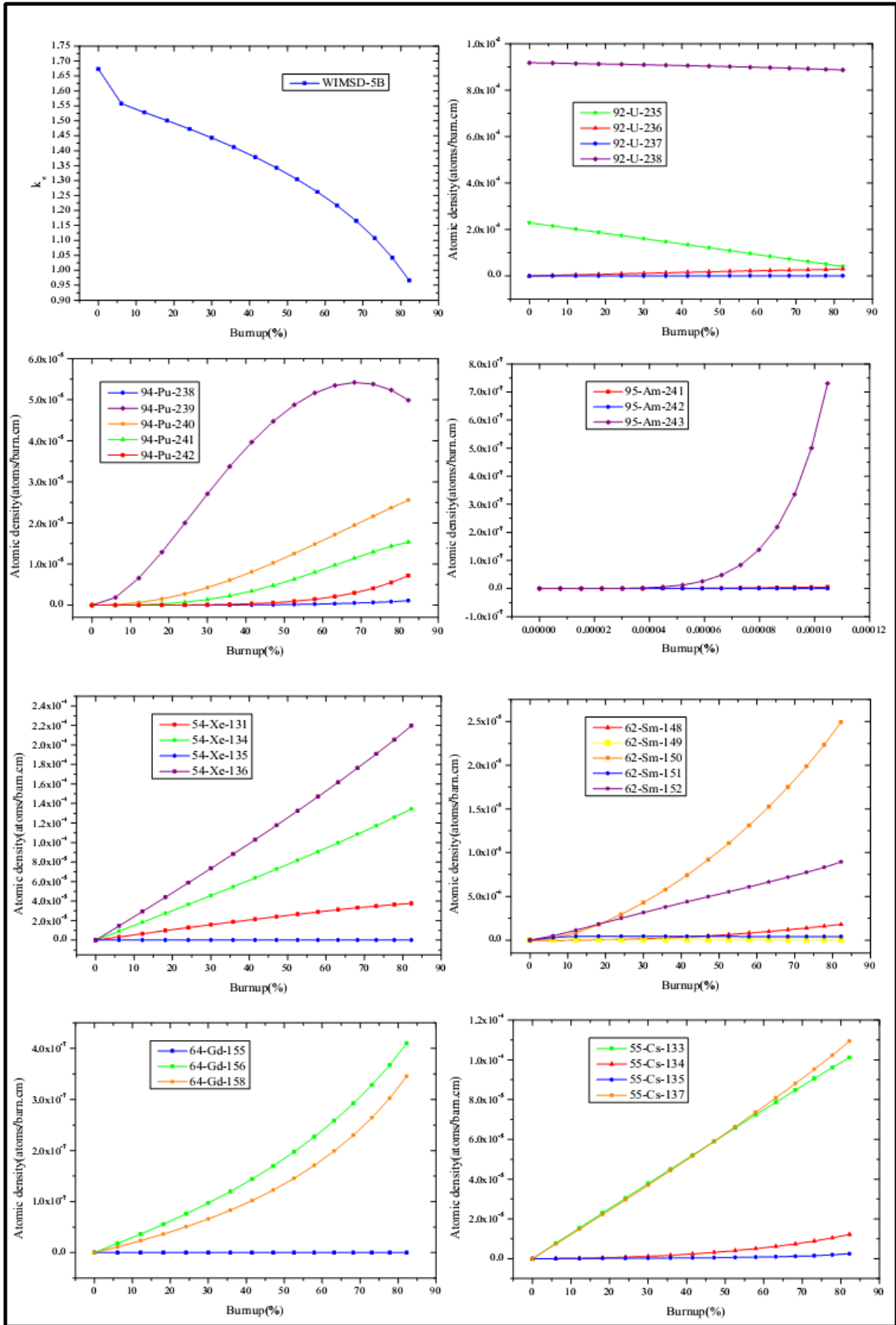


Figura 38: Caso 2: RM – Variações da densidade atômica

A Tabela 23 apresenta os parâmetros nucleares calculados pelo WIMSD – 5B, para o Caso 2.

Tabela 23: Parâmetros nucleares calculados pelo WIMSD – 5B Caso 2.

Tipos	Grupos de Energia	D(cm)	$\Sigma_{ag}(cm^{-1})$	$\Sigma_{gg}(cm^{-1})$	$v\Sigma_{fg}(cm^{-1})$
1	1	1,48792500	$6,214187 \times 10^{-3}$	$2,232398 \times 10^{-2}$	$6,332497 \times 10^{-3}$
	2	0,29521610	$1,227401 \times 10^{-1}$	0,0	$2,271444 \times 10^{-1}$
2	1	1,52563000	$3,904316 \times 10^{-3}$	$3,338194 \times 10^{-2}$	$3,289810 \times 10^{-3}$
	2	0,21955260	$7,547040 \times 10^{-2}$	0,0	$1,264708 \times 10^{-1}$
3	1	0,32980280	$1,029518 \times 10^{-1}$	$2,900628 \times 10^{-3}$	0,0
	2	0,06218177	5,142421	0,0	0,0
4	1	0,7688230	$8,988971 \times 10^{-4}$	$5,165233 \times 10^{-2}$	0,0
	2	0,1503965	$2,892449 \times 10^{-2}$	0,0	0,0
5	1	1,8218810	$4,005451 \times 10^{-4}$	$1,307158 \times 10^{-2}$	0,0
	2	0,6206391	$1,138131 \times 10^{-2}$	0,0	0,0
6	1	0,7294620	$1,007063 \times 10^{-3}$	$6,400658 \times 10^{-2}$	0,0
	2	0,1445590	$2,981384 \times 10^{-2}$	0,0	0,0
7	1	1,2978980	$4,615861 \times 10^{-6}$	$1,127472 \times 10^{-2}$	0,0
	2	0,8226154	$3,279344 \times 10^{-5}$	0,0	0,0
8	1	1,1547650	$1,678712 \times 10^{-5}$	$3,001474 \times 10^{-3}$	0,0
	2	0,8139339	$2,127986 \times 10^{-4}$	0,0	0,0
9	1	1,2828660	$5,249129 \times 10^{-4}$	$4,837432 \times 10^{-2}$	0,0
	2	0,1479311	$1,861028 \times 10^{-2}$	0,0	0,0

4.2.1 Resultados da queima

De maneira análoga ao caso1, estão disponíveis nas figuras o fluxo de nêutrons rápidos e térmicos, a distribuição de potência e a queima acumulada. Todos os gráficos referentes ao fluxo correspondem ao plano central (PC). O

programa em linguagem FORTRAN simulou a distribuição de potência para 20 dias e para a queima 21 dias.

Nas Figuras 39 e 40 estão representados os fluxos de nêutrons rápidos e térmicos no início da queima.

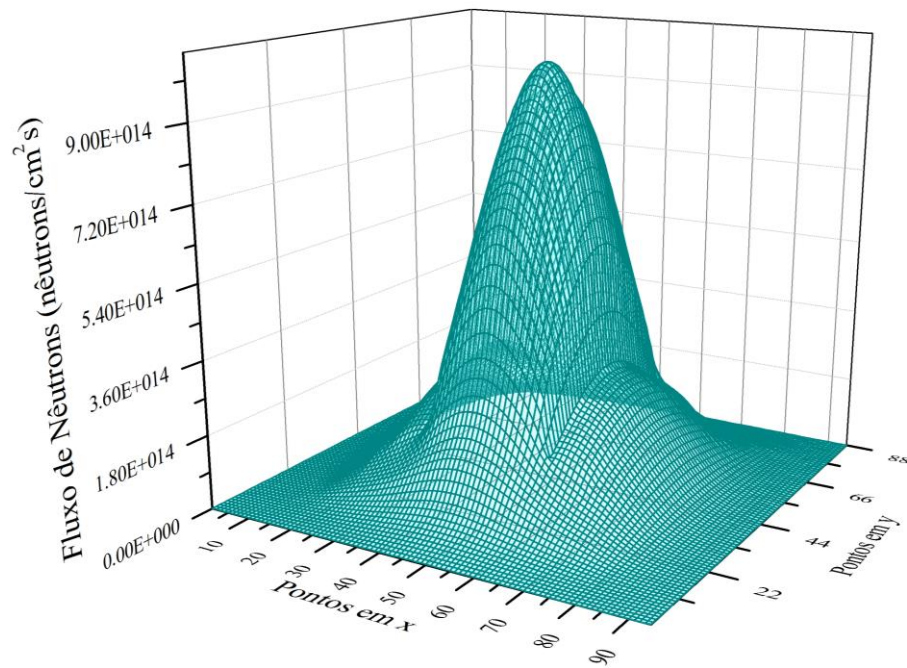


Figura 39: Fluxo de Nêutrons Grupo Rápido – Inicial

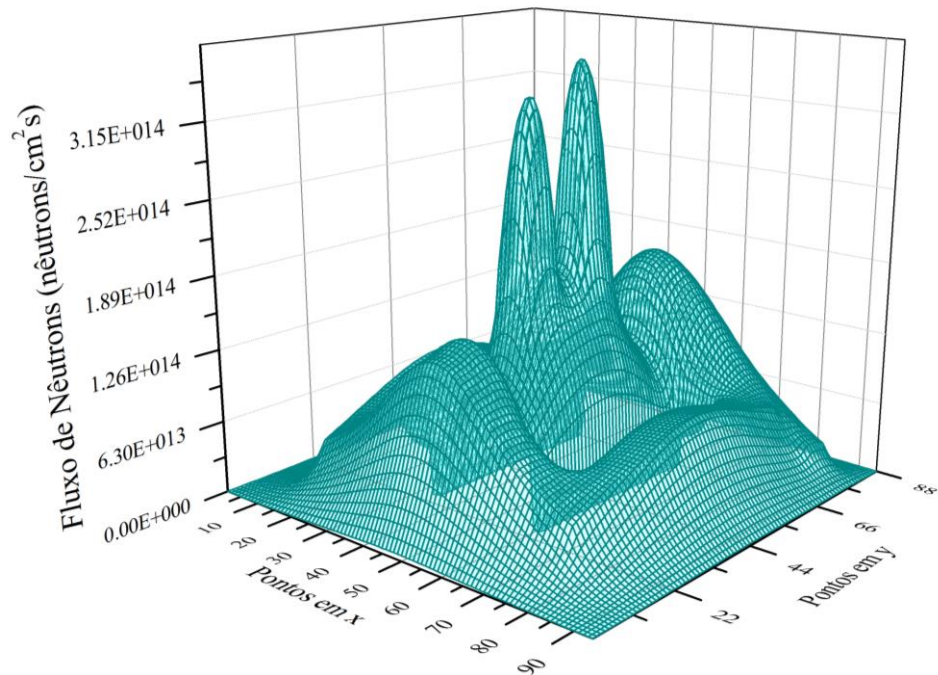


Figura 40: Fluxo de Nêutrons Grupo Térmico– Inicial

A Figura 41 traz a distribuição de potência, correspondente ao 1º dia de queima, para cada EC e também para o irradiador.

0,1957	0,3752	0,4719	0,3754	0,196
0,4923	1,1985	1,6383	1,1989	0,4930
0,5718	1,6228	1,8636	1,6233	0,5727
0,5930	1,6251	2,3053	1,6256	0,5939
0,5381	1,5071	1,7299	1,5077	0,5390
0,4774	1,0696	1,4508	1,0701	0,4781

Figura 41: Distribuição de Potência (W/cm³) Inicial

As Figuras 42 e 43 indicam o fluxo de nêutrons para os grupos rápido e térmico no 1º dia de queima.

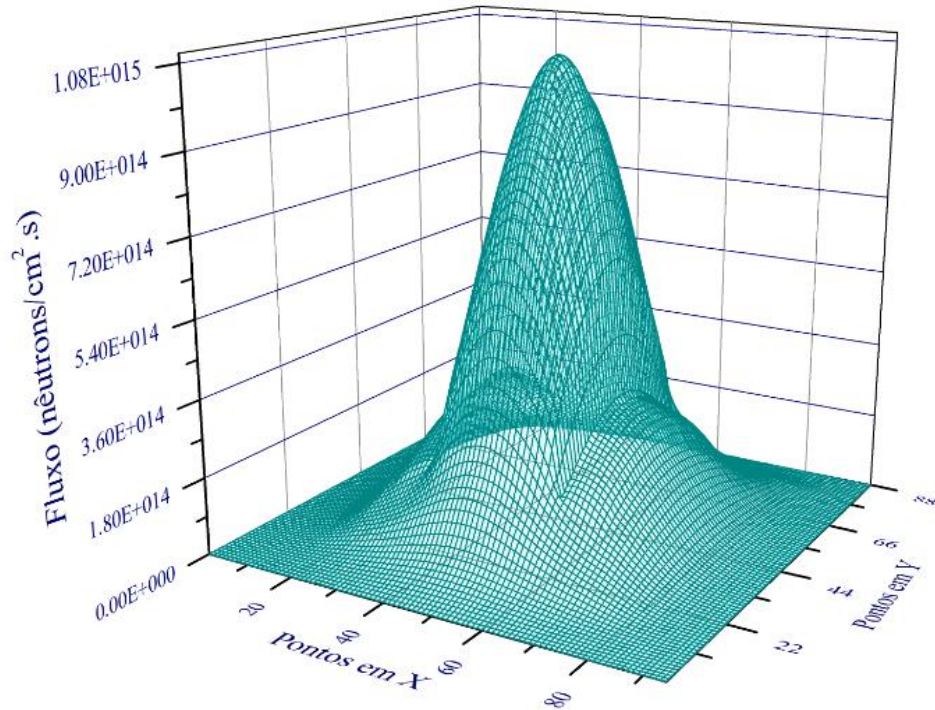


Figura 42: Grupo Rápido - 1º dia de queima

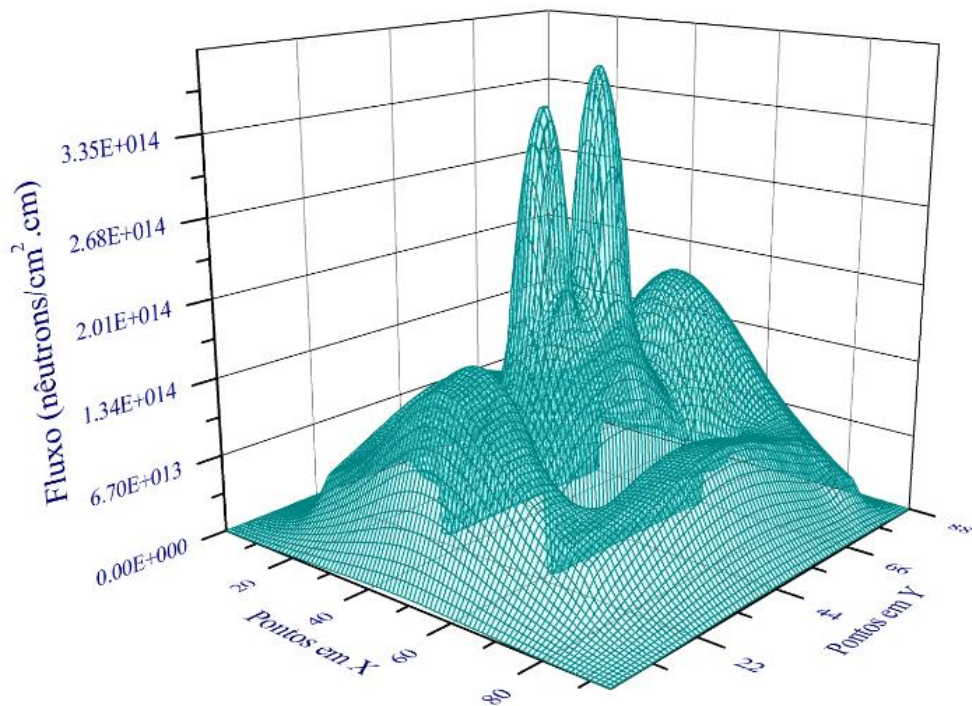


Figura 43: Grupo Térmico - 1º dia de queima

A Figura 44 mostra a distribuição de potência no final da queima.

0,1957	0,3752	0,4719	0,3754	0,196
0,4923	1,1985	1,6383	1,1989	0,4930
0,5718	1,6228	1,8636	1,6233	0,5727
0,5930	1,6251	2,3053	1,6256	0,5939
0,5381	1,5071	1,7299	1,5077	0,5390
0,4774	1,0696	1,4508	1,0701	0,4781

Figura 44: Distribuição de Potência (W/cm^3) Final

As Figuras 45 e 46 mostram o perfil do fluxo de nêutrons para os grupos rápido e térmico no 21º dia de queima.

A queima acumulada do combustível nos 1º, 10º e 21º dias estão indicadas nas Figuras 47, 48 e 49.

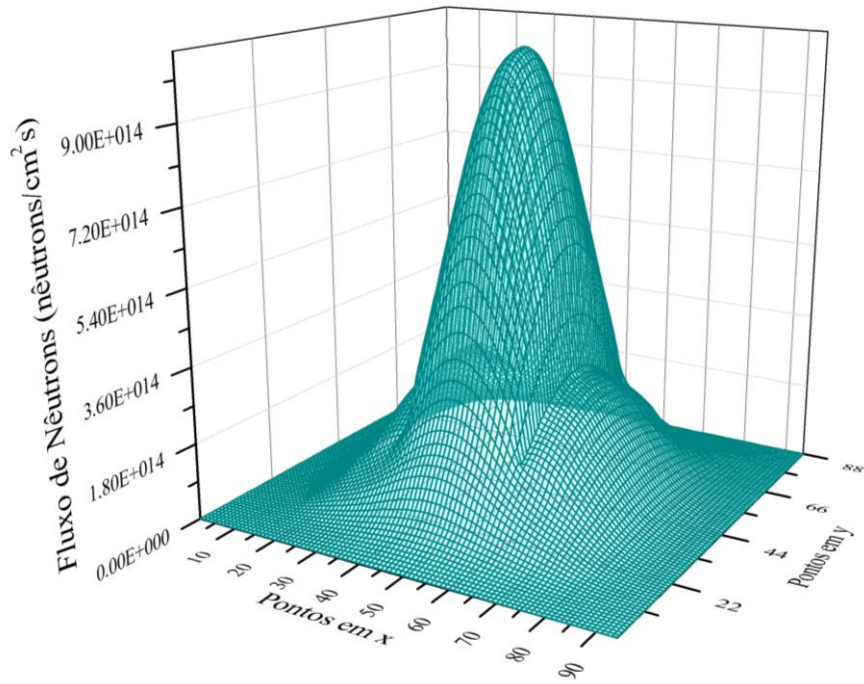


Figura 45: Grupo Rápido - 21º dia de queima

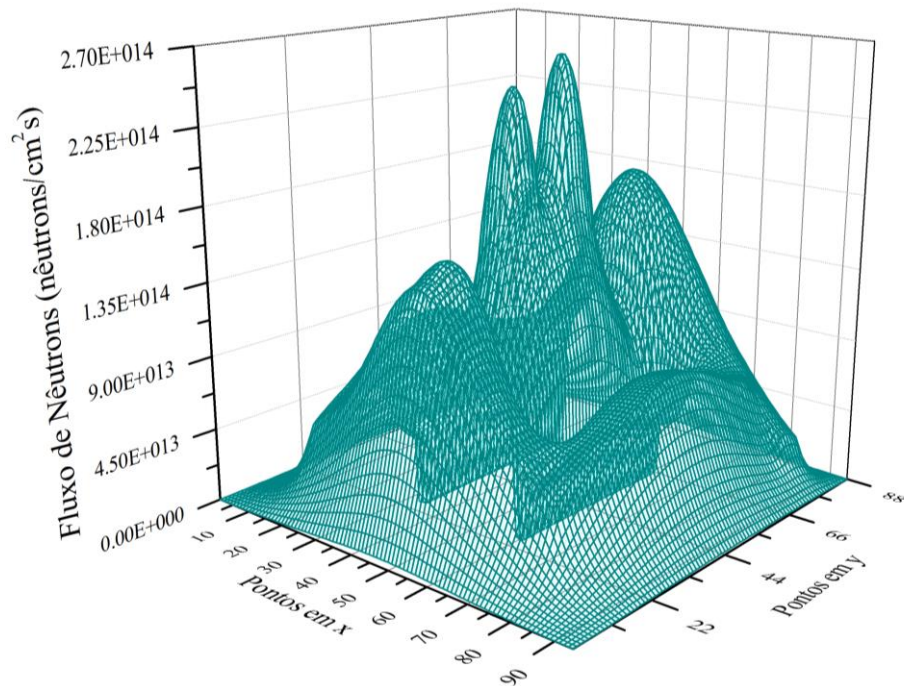


Figura 46: Grupo Térmico - 21º dia de queima

84,5	161,99	203,74	162,06	84,62
212,51	517,43	707,29	517,59	212,83
246,87	700,59	804,54	700,8	247,25
255,99	701,59	995,25	701,82	256,4
232,3	650,67	746,85	650,89	232,68
206,09	461,79	626,36	461,98	206,42

Figura 47: Queima Acumulada (MWd/T) por EC - 1º dia

792,1	1546,2	1948,8	1546,7	793,1
1978,1	4957,0	6669,4	4958,3	1980,7
2303,0	6653,6	10771,6	6655,4	2306,2
2395,2	6809,3	9392,6	6811,2	2398,6
2180,8	6235,0	10099,5	6236,9	2184,0
1947,7	4500,2	6013,4	4501,9	1950,6

Figura 48: Queima Acumulada (MWd/T) por EC - 10º dia

1702,6	3289,8	4138,5	3290,9	1704,7
4246,3	10424,2	13938,8	10427,0	4251,9
4932,1	13860,6	22580,0	13864,2	4938,9
5123,5	14176,7	19380,8	14180,7	5130,8
4668,4	13002,3	21207,6	13006,3	4675,3
4167,3	9462,2	12573,5	9465,9	4173,6

Figura 49: Queima Acumulada por EC - 21º dia

Na Figura 39 nota-se a redução no fluxo de nêutrons nos locais onde estão posicionados os ECS. Na Figura 40 observa-se a redução do fluxo de nêutrons devido aos ECS e dois picos indicando um fluxo maior, que coincidem com os canais de irradiação. Um desses picos apresenta o fluxo um pouco maior que pode ser justificado pela proximidade com o refletor de água pesada. Quando os nêutrons são refletidos pela água pode-se notar em determinada região do núcleo, um aumento no fluxo de nêutrons.

As Figuras 41 e 44 apresentam comportamento semelhante ao do MTR-IAEA, ou seja, a distribuição de potência é praticamente a mesma no início e no fim do ciclo. A queima do combustível está ligada ao tempo e como para essas simulações considerou-se o sistema “quasi - estático” não se percebe diferença.

No caso da queima acumulada, verifica-se nas Figuras 47, 48 e 49 que já a partir do 1º dia a queima é maior para os EC localizados na região central, pois esses estão sujeitos a maior irradiação devido aos elementos vizinhos.

O efeito dos ECS, no RM, Figura 39, fica nítido nas regiões em que o perfil do fluxo aparenta uma depressão.

O RM possui dois canais de irradiação onde são posicionados os elementos com as miniplacas, as quais possuem combustível. É notável o efeito dos ECS, onde esses são colocados há uma redução no fluxo de nêutrons, representada pelo vale que fica bem destacado na Figura 40. Por outro lado, há dois picos coincidentes com as posições dos irradiadores, sendo que o fluxo de nêutrons é um pouco maior para um deles, indicando assim a influência da proximidade desse canal com refletor de água pesada.

5 CONCLUSÃO

Os cálculos de queima espacial de combustível são imprescindíveis nos projetos de reatores nucleares. No gerenciamento do núcleo dos reatores inúmeros códigos computacionais já implementados e outros em construção, são empregados visando uma maior eficiência nesses cálculos de queima. A proposta desse trabalho de dissertação foi estimar a queima espacial do combustível, especificamente para reatores de pesquisa, com a utilização dos códigos computacionais WIMSD-5B e DF3DQ. Os resultados obtidos pelos códigos, o primeiro na geração dos parâmetros nucleares e o segundo na queima espacial do combustível, apresentaram resultados satisfatórios, pois estiveram de acordo com o *benchmark* produzido pela IAEA. O cálculo de célula realizado pelo WIMSD-5B apresentou bons resultados, compatíveis com os obtidos através do código EPRI – CELL, também uma referência da IAEA. Para os dois casos de reatores de pesquisa apresentados, os resultados mostram que a queima não ocorre de maneira uniforme no núcleo, apresentando uma dependência do posicionamento de cada elemento combustível (EC), disposição dos elementos de controle/segurança (ECS) e dos canais de irradiação. Como era esperado, pois é o que se verifica na literatura específica. Os códigos empregados nesse trabalho evidenciam ser válidos para estimar a queima espacial de outros reatores nucleares de pesquisa, com outras particularidades, a fim de se ampliar os estudos nessa área para verificação de códigos que possam ser mais eficientes nos cálculos nucleares.

Para trabalhos futuros sugerem-se simulações com a utilização de outras bibliotecas do WIMSD-5B, outras configurações do núcleo, incluindo diferentes posicionamentos dos elementos de controle e segurança (ECS) e dos canais de irradiação. Também são sugeridas comparações dos resultados do WIMSD-5B com programas frequentemente empregados nos cálculos de queima e também programas comerciais. Outra proposta é estimar a queima do combustível, levando-se em consideração os parâmetros de termohidráulica e o aparecimento do Xenônio.

6. REFERÊNCIAS

AGHINA, L.O.B. **Relatório R2. ARGONAUTA**. IEN, Rio de Janeiro, 2011.

ALENCAR, D.D. **Combustíveis de Reatores de Pesquisa e Test e Materiais Utilizando Ensaio de Correntes Parasitas**. IPEN, São Paulo, 2004.

ANSTO (Australian Nuclear Science and Technology Organization) **Preliminary Safety Analysis Report for ANSTO Replacement Research Reactor Facility. (2001)**. Disponível em: <http://www.ansto.gov.au/discovering_ansto/anstos_research_reactor>. Acesso em: 12out.2013.

CLARO, L. H., Ono, S., Nascimento, J. A., Vieira, W. J. Caldeira, A. D., & Dias, A, F. **Estudo de Modelos de Células de Combustível Tipo Placa para o Cálculo Neutrônico do Núcleo de um Reator**. INAC, Santos (2005).

DOMINGOS, D.B. **Cálculos Neutrônicos, Termo-hidráulicos e de Segurança de um Dispositivo para Irradiação de Miniplacas (DIM) de Elementos Combustíveis Tipo Dispersão**, IPEN, São Paulo (2010).

DUDERSSTAD, J.J. Hamilton L.J., **Nuclear Reactor Analyses**, John Wiley & Sons Inc., New York, United States of America (1976).

GUARDIA, E. **RMB: em 2018, autossuficiência na produção de radioisótopos**. Revista Brasil Nuclear. Edição nº 40. Associação Brasileira de Energia Nuclear (ABEN), 2013.

IEEN (Instituto de Engenharia Nuclear). **Reator Argonauta**. Disponível em: <http://www.ien.gov.br/oinstitueto/instalacoes/serea/argonauta/caracteristicas_tecnicas.htm>. Acesso em: 07set. 2013.

IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares). **Descrição do Reator**. Disponível em: <<https://www.ipen.br/sitio>>. Acesso em: 12 dez.2013.

KIM, S. S. **The OPAL (Open Pool Australian Light - Water). Australian Nuclear Science and Technology Organization (ANSTO). NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.38 NO.5 SPECIAL ISSUE ON HANARO '05**, New Illawarra Road, Lucas Heights, NSW 2234, Australia, 31 August 2005. 443 – 448 (2005).

LAMARSH, J.R. **Introduction to Nuclear Reactor Theory**, Addison-Wesley Publishing Company Inc., Reading, MA (1983).

LEWIS, E.E. **Fundamentals of Nuclear Reactor Physics**. Academic Press, USA (2008).

MACHADO, L. **Brasil a Caminho da Autossuficiência na Produção de Radioisótopos e Radiofármacos.** Disponível em: <<http://www.cnen.gov.br/noticias/1st-noticias-informe.asp?ano=2012&num=6>> Acesso em 4jun.2013.

MESQUITA, et al. **Proposta de Utilização do Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) em Pesquisa e Treinamento.** Disponível em: <<http://www.abcm.org.br/pt/wp-content/anais/conem/2010/PDF/CON10-1739.pdf>>. Acesso em: 07set.2013.

NAKAMURA, S. **Computational Methods in Engineering and Science**, John Wiley & Sons, New York, 1977.

ONO, S. **Aplicação do Método dos Elementos Finitos na Solução da Equação de em Estado Estacionário**, IPEN, São Paulo (1982).

PINTO, A.J. **Sistema Digital para Simulação de Parâmetros Neutrônicos do Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1.** CDTN, Belo Horizonte, 2010.

PRATA, F.S. **Solução das Equações de Depleção Isotópica Usando Método da Decomposição e Soluções Analíticas.** COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro (2011).

PUSA, M. **Numerical Methods for Nuclear Fuel Burnup Calculations.** Tese D.Sc. Aalto University, Finlândia, 2013.

REUSS, P. **Neutron Physics.** EDP Sciences, França (2008).

RIMA (**Relatório de Impacto Ambiental do Reator Multipropósito Brasileiro RMB**) Disponível em: <<http://www.aben.com.br/Arquivos/56/56.pdf> > Acesso em: 17 jun.2013.

RUCKER, T.L. and JOHNSON, C.M. Jr. **“Relationship between isotopic uranium activities and total uranium at various enrichments,”** Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 235, pgs.47-52, (1998).ns, New York, 1977.

RUCKER, T.L. and JOHNSON, C.M. Jr. **Calculation of Uranium Isotope Activity Composition Based on Data from Various Assay Methods.** Oak Ridge, USA.

SARKIS, J.E.S. **Determinação da Queima em Combustíveis Nucleares Irradiados pelo Método do Produto Estável de Fissão 148 Nd.** IPEN, São Paulo, 1982.

SILVA, C.A.M. **Desenvolvimento de uma Metodologia para Simulação de Reatores Refrigerados a Gás com Propósito de Transmutação.** UFMG, Belo Horizonte, 2009.

SIMÕES, A.V. **Desempenho sob Irradiação de Combustíveis a Dispersão de MTR.** IPEN, São Paulo (1993).

SINHA, V.P., Hegde, P.V. Prasad, G.J., Mishra, G.P and Pal, S. **Development of High Density Uranium Compounds and Alloys as Dispersions Fuel for Research and Test Reactors**. Vol.61, Nos. 2-3, April-June 2008, pp. 115-120, India.

U.S.NRC (United State Nuclear Regulatory Commission). **Backgrounder on Research and Test Reactors**.Disponível em: < <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/research-reactors-bg.html> >.Acesso em: 05mai.2013.

ZAICA, A. C. **Propriedades Mecânicas Tribológicas do Aço Austenítico 304 Submetido à Nitretação por: Implantação Iônica e Implantação Iônica por Imersão em Plasma**. UEPG, Ponta Grossa, 2007.

ZAMBONI, C.B. **Fundamentos da Física de Nêutrons**. São Paulo: Livraria da Física, 2007.