

**Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo**

Ilka Antonia Rios

**Impacto da Redução na Concentração de Urânio
nas Placas Laterais dos Elementos Combustíveis
do Reator IEA-R1 nas Análises Neutrônica e
Termo-Hidráulica**

São Paulo

2013

Ilka Antonia Rios

**Impacto da Redução na Concentração de Urânio
nas Placas Laterais dos Elementos Combustíveis
do Reator IEA-R1 nas Análises Neutrônica e
Termo-Hidráulica**

Dissertação apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Reatores Nucleares de Pesquisa e Tecnologia do Combustível Nuclear.

Área de concentração: Tecnologia Nuclear - Reatores

Orientador: Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade

São Paulo

2013

*À minha família pelo apoio,
compreensão, incentivo e confiança.*

*Aos meus queridos amigos, minha
segunda família.*

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade pela orientação e amizade.

Ao MSc Pedro Umbehaun pela ajuda na parte de termo-hidráulica e apoio na utilização do modelo termo-hidráulico.

Aos amigos MSc Douglas Borges Domingos, MSc Pamela Piovezan e aos físicos MSc Mitsuo Yamaguchi e MSc Alfredo Abe pela inestimável ajuda na parte de neutrônica.

Ao Capitão-de-Mar-e-Guerra (EN) André Luís Ferreira Marques pelo apoio, orientação desde o início deste trabalho.

Aos Capitães-de-Fragata (EN) Eduardo da Silva Leitão e Eduardo Henrique Rangel Honaiser pelo apoio inicial neste trabalho.

A meus familiares, que sempre acreditaram na minha capacidade e me apoiaram em todas as fases deste trabalho.

Aos amigos, pela compreensão, apoio e incentivo.

Este frasco contém a luz de Eärendil, engastada nas águas de minha fonte. Brilhará ainda mais quando a noite cair ao seu redor. Que essa luz ilumine os lugares escuros por onde passar, quando todas as outras luzes se apagarem.

(J. R. R. Tolkien, O Senhor dos Anéis)

RESUMO

Neste trabalho, propõe-se um estudo para verificação do impacto da redução na concentração de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis do reator IEA-R1, nas análises neutrônica e termo-hidráulica. Ao se desenvolver o referido trabalho, reproduziu-se estudo conduzido anteriormente pelo IPEN-CNEN/SP, simulando a queima de elementos combustíveis, cujas placas laterais apresentam densidade de urânio reduzida para 50, 60 e 70% em relação às demais placas do elemento combustível. Tal estudo inicia-se com a análise neutrônica, cujo primeiro passo é o cálculo das seções de choque dos materiais presentes no núcleo a partir de suas concentrações iniciais, com a utilização do código computacional HAMMER; o segundo passo é o cálculo dos fluxos de nêutrons dos grupos rápido e térmico e das densidades de potência nos elementos combustíveis estudados em modelagem do núcleo feita no código computacional CITATION, que utiliza os dados gerados pelo HAMMER. Terminada a análise neutrônica e definidos os elementos combustíveis mais críticos – com maior densidade de potência, executa-se a análise termo-hidráulica, que utiliza o modelo termo-hidráulico MCTR-IEA-R1, o qual é baseado no pacote comercial EES. A densidade de potência gerada pelo CITATION é utilizada como dado de entrada da análise termo-hidráulica nas equações de balanço de energia do modelo para o cálculo das temperaturas nos pontos de interesse. Neste trabalho, é feita a comparação da operação do reator com três diferentes densidades de urânio nas placas laterais. Concluiu-se que a redução da densidade de urânio contribui para que a temperatura da superfície do revestimento não ultrapasse o limite estabelecido como condição de operação do reator; não há impacto significativo na queima final dos elementos combustíveis, nem na reatividade do reator IEA-R1. A redução de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis do reator IEA-R1 mostrou ser uma opção viável para evitar problemas de corrosão devido a altas temperaturas.

Palavras-chave: redução de densidade de urânio, análise neutrônica, análise termo-hidráulica

ABSTRACT

This master thesis presents a study to verify the impact of the uranium concentration reduction in the side plates of the reactor IEA-R1 fuel elements on the neutronic and thermal-hydraulic analyses. To develop such study, a previous IPEN-CNEN/SP research was reproduced by simulating the fuel elements burn-up, with side plate uranium density reduced to 50, 60 and 70% of the standard fuel element plates. This research begins with the neutronic analysis using the computer code HAMMER and the first step consists in the calculation of the cross section of all materials presented at the reactor core, with their initial concentration; the second step consists in the calculation of the fast and thermal neutron group fluxes and power densities for fuel elements using the computer code CITATION. HAMMER output data is used as input data. Once the neutronic analysis is finished and the most critical fuel elements – with highest power density – have been defined, the thermal-hydraulics analysis begins. This analysis uses MCTR-IEA-R1 thermal-hydraulics model, which equations are solved by commercial code EES. Thermal-hydraulics analysis input is the power density data calculated by CITATION: it is considered the highest power density on each fuel element, where there is a higher energy release and, consequently, higher temperatures. This data is used on energy balance equations to calculate temperatures on critical fuel element regions. Reactor operation comparison for three different uranium densities on fuel side plates is presented. Uranium density reduction contributes to the cladding surface temperature to remain below the established limit, as reactor operation safety requirement and it does not affect significantly fuel element final burn-up nor reactor reactivity. The reduction of uranium in the side plates of the fuel elements of the IEA-R1 showed to be a viable option to avoid corrosion problems due to high temperatures.

Key-words: uranium density reduction, neutronic analysis, thermal-hydraulics analysis

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 – Elemento combustível <i>dummy</i>	17
Figura 2. Configuração típica do reator IEA-R1 [7]	24
Figura 3 – Regiões consideradas para obtenção da densidade de potência.	26
Figura 4 – Célula unitária utilizada no código HAMMER.	32
Figura 5 – Região de maior fluxo de nêutrons no reator IEA-R1.	39
Figura 6 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos na fileira central do reator IEA-R1.	41
Figura 7 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos na placa lateral do EC 169.	42
Figura 8 –Comparação das densidades de potência na abscissa de 58,69 cm, região central do reator IEA-R1.	43
Figura 9 – Esquema do modelo MTRCR-IEAR1	49
Figura 10 – Localização do ponto de maior temperatura na placa lateral.....	55
Figura 11 – Comparação das temperaturas do cerne do combustível em função da altura útil parametrizada do elemento combustível.	57
Figura 12 – Comparação das temperaturas na superfície do revestimento para o elemento 169.....	58

Figura 13 –Comparação da variação de temperatura na superfície do revestimento com a variação da vazão de fluido refrigerante no canal lateral..... 62

LISTA DE TABELAS

Tabela 1. – Comparação da perda de reatividade em função da redução de densidade de urânio	38
Tabela 2 – Distribuição das densidades de potência na região ativa da placa lateral do elemento 169.....	52
Tabela 3 – Comparação das temperaturas no cerne do combustível para o elemento combustível 169.....	55
Tabela 4 – Comparação das temperaturas na superfície do revestimento do elemento 169.....	59
Tabela 5 – Comparação das temperaturas do fluido refrigerante para o elemento combustível 169.....	60
Tabela 6 – Temperatura de revestimento em função das vazões.....	61
Tabela 7 – Comparação de redução de potência, da queima de combustível e do parâmetro k-efetivo em função da diminuição da concentração de urânio na placa lateral do EC do reator IEA-R1.	65

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	13
2	REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	16
2.1	NÚCLEO DO REATOR.....	23
2.2	Metodologia de cálculo	25
3	ANÁLISE NEUTRÔNICA	28
3.1	MODELAGEM E CÁLCULO DO NÚCLEO	29
3.2	CÓDIGO COMPUTACIONAL HAMMER	31
3.2.1	TEORIA DE TRANSPORTE.....	33
3.3	CÓDIGO COMPUTACIONAL CITATION	35
3.4	RESULTADOS NEUTRÔNICOS	37
4	ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA	46
4.1	MODELO TERMO-HIDRÁULICO MTRCR-IEAR1	49
4.2	RESULTADOS TERMO-HIDRÁULICOS	54
5	RESULTADOS E DISCUSSÃO	63
6	CONCLUSÃO E TRABALHOS FUTUROS	67
	REFERÊNCIAS	69

1 INTRODUÇÃO

Com o objetivo de reduzir a temperatura máxima na superfície das placas laterais dos elementos combustíveis, ECs, este trabalho apresenta, através de análises neutrônica e termo-hidráulica, o impacto da redução da densidade de urânio nas placas laterais dos mesmos na temperatura da placa lateral dos ECs e a estimativa desta alteração sobre o nível de queima (*burn-up*) dos elementos combustíveis e a operação segura do reator.

O reator IEA-R1 do IPEN-CNEN/SP é um reator de pesquisa, do tipo piscina resfriado e moderado à água leve desmineralizada, com refletores de berílio e grafite. Em 1997, o IPEN recebeu licença de operação do reator a 5MW térmicos.

Desde 1988, o IPEN consolidou a fabricação nacional do combustível para o seu reator de pesquisas IEA-R1, deixando de importar elementos combustíveis. Em parceria com o Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP) tem produzido e qualificado seu próprio combustível à dispersão de U_3O_8 -Al e U_3Si_2 -Al. O combustível à dispersão U_3O_8 -Al está qualificado até uma densidade de urânio de $2,3g\ U/cm^3$ e o combustível à dispersão U_3Si_2 -Al até $3,0\ g\ U/cm^3$ [1]. O núcleo do reator IEA-R1, visto na Figura 1, é constituído dos combustíveis acima, com baixo enriquecimento em ^{235}U (19.9% de ^{235}U).

Cada elemento combustível apresenta 18 placas combustíveis fixadas por duas placas suporte laterais, formando 17 canais fechados independentes. Para as análises apresentadas neste trabalho, foram consideradas as seguintes condições operacionais:

- Potência térmica máxima de operação: 5 MW;
- Vazão da bomba principal: $680\ m^3/h$;
- Vazão volumétrica do fluido refrigerante por elemento combustível: $19\ m^3/h$;

- Temperatura máxima do fluido refrigerante na entrada do núcleo: 42°C;
- Pressão de operação na entrada do núcleo: 1,6 bar absolutos.

Durante a operação do reator IEA-R1 foi constatada, através de inspeções visuais, uma oxidação mais acentuada nas placas laterais de alguns elementos combustíveis, após o aumento de potência de 2MW para 5MW e a redução do núcleo de 30 para 24 elementos, sendo 4 elementos de controle.

Dentre as possíveis causas do problema acima, estavam a qualidade da água de resfriamento, a composição do revestimento e o resfriamento dos elementos do núcleo.

Com relação ao tratamento químico da água, verificou-se que os limites estabelecidos estão plenamente atendidos, atestando que a qualidade da água está adequada, uma vez que este sistema foi substituído recentemente.

Quanto à composição do revestimento, verificou-se que os materiais fornecidos estão dentro das especificações e, portanto, não justificam investigações mais detalhadas.

Deste modo, a hipótese mais provável recai sobre o resfriamento insuficiente dos elementos no núcleo, especialmente das placas laterais.

Uma das propostas para resolver ou minimizar o problema é reduzir a densidade de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis, de forma a reduzir a potência gerada nas mesmas. Neste trabalho, a influência desta modificação nos parâmetros neutrônicos e termo-hidráulicos para o reator IEA-R1 é verificada através de simulações com os códigos computacionais HAMMER [2], CITATION [3] e EES [4], que utiliza o modelo termo-hidráulico MTCR-IEA-R1 [5].

Nas simulações efetuadas no desenvolvimento deste trabalho, considerou-se a operação do reator IEA-R1 a 5MW térmicos, sua potência máxima prevista em projeto. Dentro

destas condições, foi considerado um núcleo com 24 elementos combustíveis de U_3Si_2 sem queima prévia, e densidade de urânio nas placas de $3,0 \text{ g U/cm}^3$. Para as placas laterais foi realizado um estudo paramétrico considerando as densidades de $3,0 \text{ g U/cm}^3$ (sem redução de urânio), $1,5 \text{ g U/cm}^3$ (redução a 50% da densidade de urânio), $1,8 \text{ g U/cm}^3$ (redução a 60% da densidade de urânio) e $2,1 \text{ g U/cm}^3$ (redução a 70% da densidade de urânio), pois com essas concentrações, pôde-se verificar o comportamento da temperatura na superfície do revestimento. Não houve perda significativa da queima (*burn-up*) do combustível para nenhuma das reduções de densidade estudadas.

Essa redução tem como objetivo reduzir a temperatura do revestimento de forma a não atingir o valor de 95°C como parâmetro de operação do reator.

No capítulo 2 deste trabalho, apresenta-se um histórico sobre a alteração de densidade de urânio em placas de elementos combustíveis e outras maneiras de reduzir a temperatura nas placas laterais.

No capítulo 3, desenvolve-se a análise neutrônica, com a comparação dos parâmetros neutrônicos k -efetivo, fluxo de nêutrons térmicos e densidades de potência, obtidos com as diferentes densidades de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis.

No capítulo 4, é apresentada a análise termo-hidráulica e são comparadas as temperaturas obtidas na superfície do revestimento com as diferentes concentrações de urânio nas placas laterais dos ECs estudadas neste trabalho.

2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

A experiência operacional do reator IEA-R1 mostrou que, após o aumento de potência de 2MW para 5MW e a redução do núcleo de 30 para 24 elementos, houve um aumento na oxidação da placa lateral de alguns elementos combustíveis. É sabido que alguns fatores podem causar tal comportamento tais como a qualidade da água, temperatura e composição do revestimento, entre outros.

Vários estudos [6, 7, 8] e inspeções visuais foram conduzidos pelo Centro de Engenharia Nuclear, CEN, como uma tentativa de identificar as possíveis causas da oxidação, uma vez que essa situação poderia levar a uma maior degradação do combustível e em casos mais extremos provocar a falha do revestimento, com consequente vazamento de material radioativo para a água da piscina.

Após a substituição do sistema de tratamento químico da água, várias amostras foram colhidas da piscina do reator e certificou-se que a qualidade da água estava dentro dos parâmetros de operação do reator.

Quanto à composição do revestimento, a caracterização da composição do revestimento e de seus constituintes mostrou que os materiais fornecidos estão de acordo com as especificações técnicas, não necessitando de uma investigação mais detalhada.

Outra hipótese, a mais provável, indica um resfriamento inadequado das placas laterais do elemento combustível.

Com o objetivo de melhor avaliar as condições de resfriamento do núcleo, um elemento combustível *dummy*, com as mesmas dimensões e materiais e do elemento combustível padrão – formado por 18 placas combustíveis fixadas por duas placas suporte laterais, formando 17 canais fechados independentes, conforme Figura 1, exceto pela ausência de

combustível, foi projetado e construído para medir a vazão total do fluido refrigerante de um elemento combustível padrão. Através de medidas experimentais, constatou-se que a distribuição de vazão real em várias posições do núcleo é praticamente uniforme, com uma variação máxima de 3% [6].

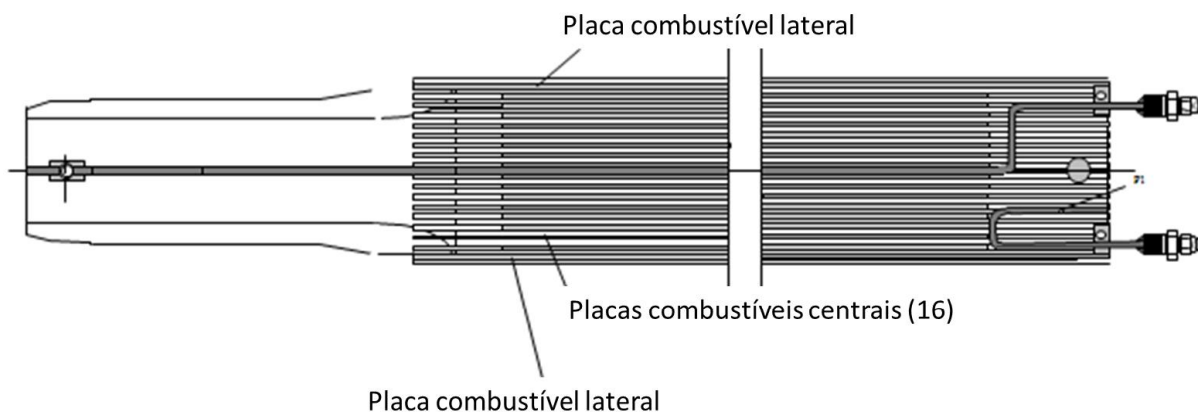


Figura 1 – Elemento combustível *dummy*.

Estudos apresentados em [6] mostram a influência da vazão nos canais externos na temperatura das placas laterais e internas. A conclusão é que a vazão nos canais externos não afeta significativamente a temperatura das placas internas.

Concluiu-se também que a vazão mínima no canal externo deveria ser de $1,5 \text{ m}^3/\text{h}$ para que não seja atingido o limite de temperatura onde a probabilidade de oxidação da superfície aumenta significativamente.

Este mesmo trabalho apresenta um estudo paramétrico no qual se conclui que a redução de urânio nas placas laterais para 50% garante o resfriamento das placas externas praticamente apenas pela vazão que passa pelo canal interno, ou seja, mesmo com uma vazão muito pequena no canal externo (aproximadamente 15% da vazão interna) a temperatura na placa externa pode ser mantida abaixo do valor limite.

Alguns desvios de vazão através de plugues e irradiadores, assim como alguns desvios constatados na calibração da medida de vazão foram eliminados, aumentando-se a vazão efetiva por elemento combustível em aproximadamente 30%. No entanto, a oxidação nas placas externas continuou a ser observada e a conclusão foi que a vazão nos canais entre elementos era realmente muito baixa para o nível de potência nas placas laterais.

A justificativa para a baixa vazão nestes canais, como apresentado e discutido por Umbehaun [5], é o fato destes canais serem abertos permitindo assim o fluxo transversal.

Conforme discutido por Umbehaun, as análises termo-hidráulicas do IEA-R1 podem ser feitas pelos programas COBRA 3C/RERTR [9] ou PARET [10]. Com estes programas, é possível calcular diversas variáveis termo-hidráulicas, como as temperaturas no cerne do combustível, na superfície do revestimento, do fluido refrigerante e na qual se inicia a ebulição nucleada, fluxo de calor crítico *Departure of Nucleate Boiling, DNB*, fluxo de calor no qual se inicia a instabilidade de fluxo e as respectivas margens de segurança termo-hidráulicas: MDNBR (relação entre o fluxo de calor crítico e o fluxo local) e FIR (relação entre o fluxo de calor para instabilidade de fluxo e o fluxo de calor local).

O IAEA TECDOC-233 [12] sugere que a vazão de água de resfriamento no EC seja obtida dividindo-se a vazão total da bomba pelo número total de placas combustíveis no núcleo do reator. No entanto esta não é uma boa aproximação, uma vez que não considera os desvios de vazão devido aos tampões, refletores, irradiadores, furos secundários e acoplamentos.

No projeto do núcleo, deve ser determinado o canal mais quente, onde se encontram as maiores temperaturas para o combustível, a superfície do revestimento e refrigerante. As condições de potência e escoamento afetam diretamente estas temperaturas.

O aumento da temperatura da superfície do revestimento, pode levar a ebulição nucleada, fenômeno que ocorre quando bolhas se formam na superfície podendo causar a degradação metalúrgica do material e falha do revestimento.

O IAEA TECDOC-233 estabelece também a metodologia de cálculo dos seguintes parâmetros:

- Velocidade crítica de escoamento do fluido refrigerante: Miller [13] derivou a fórmula para a determinação deste parâmetro;
- Início da ebulição nucleada (*Onset of Nucleate Boiling – ONB*): para se determinar este parâmetro variável, utiliza-se a correlação desenvolvida por Bergles e Rosenow [14];
- Instabilidade no escoamento do fluido refrigerante;
- Correlações para *DNB*: em caso de escoamento descendente, a de Labuntsov [15] e em caso de escoamento ascendente, a de Mirshak [16].

Além dos parâmetros citados acima, o valor do fluxo crítico de calor é calculado. Todos estes parâmetros devem estar abaixo das margens de segurança ou limites de projeto.

A redução da densidade de urânio nas placas laterais dos elementos, a fim de reduzir a potência gerada, foi a solução proposta para o problema de oxidação na placa lateral do EC. A preocupação com o resfriamento das placas laterais do reator é observada em outros reatores, tais como RECH-1, do Chile [17] e o FRG-1, na Alemanha [18].

O reator chileno RECH-1, assim como o IEA-R1, é do tipo piscina e opera a 5MW. Em operação desde 1974, o RECH-1 sofreu conversão de HEU (urânio de alto enriquecimento) a 80% para MEU (urânio de médio enriquecimento) a 45%. Em 1994, a Comissão Chilena de Energia Nuclear decidiu convertê-lo de MEU para LEU (urânio de baixo enriquecimento), seguindo a tendência mundial para evitar problemas ou desconfianças com relação à proliferação de material nuclear para produção de armas de destruição em massa. Com esta decisão, foi iniciado em 1995 um programa para a fabricação de 50 elementos combustíveis utilizando U_3Si_2-Al com baixo enriquecimento de urânio. Em 1998, a qualificação do processo de fabricação teve como resultado quatro elementos combustíveis, que foram introduzidos no reator – dois em dezembro de 1998 e os outros dois em julho de 1999 – como “líderes” de análise de comportamento e desempenho dos elementos combustíveis padrão.

O principal ponto do projeto, no caso do reator chileno, foi manter a geometria do combustível original de alto enriquecimento para o combustível de baixo enriquecimento. A manutenção da geometria foi necessária para que fosse possível manter e ‘ajustar’ o tamanho do ciclo do combustível de alto enriquecimento e seus parâmetros termo-hidráulicos de operação. O combustível de U_3Si_2 foi uma escolha natural, considerando a densidade de $3,4 \text{ g U/cm}^3$ requerida para o núcleo com combustível de urânio de baixo enriquecimento e seu comportamento durante a irradiação. O padrão do combustível de baixo enriquecimento para o RECH-1 foi obtido com os resultados da etapa de desenvolvimento do combustível e validado durante a etapa de qualificação. O elemento combustível do reator RECH-1 tem 16 placas combustíveis e a densidade de combustível de seu núcleo é de $1,7 \text{ g U/cm}^3$ para as duas placas externas e $3,4 \text{ g U/cm}^3$ para as 14 placas combustíveis internas. O objetivo do acompanhamento do núcleo do reator chileno é conhecer e registrar o comportamento dos elementos combustíveis ‘líderes’ sob irradiação até queima de 55% no reator. Para isso, os elementos combustíveis foram introduzidos no reator em posições periféricas, após passar por instrumentação com

termopares para medir a temperatura de entrada e saída da água. Até 2000, os quatro elementos combustíveis 'líderes' tinham atingido 10% de queima, sem que fossem detectados problemas de fabricação, com o reator operando a 5MW.[17]

Apesar de a razão para essa redução de combustível na placa lateral não estar justificada na bibliografia disponível, infere-se que esta ocorreu de modo a reduzir a temperatura nas placas laterais devido ao resfriamento inadequado das mesmas.

Alguns outros reatores adotam um sistema de clausura (similar a uma chaminé) ou mesmo utilizam um tipo de guia, como o reator alemão FRG1 [18]. Como no exemplo acima, o motivo de utilização desta guia não é definido na literatura disponível; entretanto, assume-se que, com boa razoabilidade, a razão principal para essas mudanças seja assegurar um fluxo apropriado nos canais entre elementos combustíveis.

O reator alemão, assim como o IEA-R1, é um reator de pesquisa do tipo piscina, operado pelo centro de pesquisa GKSS, na Alemanha por mais de 40 anos. O FRG-1 foi originalmente projetado e construído em 1957/1958, tendo atingido a criticalidade em 23 de outubro de 1958 (similar ao IEA-R1) e passou pelas seguintes mudanças de projeto: aumento da carga de combustível, aumento da queima, redução de enriquecimento, redução do tamanho do núcleo, novas barras de controle e instalação de uma fonte de nêutrons frios. Em fevereiro de 1991, este reator passou por conversão de HEU, ou seja, urânio de alto enriquecimento a 93% para LEU, ou seja, urânio de baixo enriquecimento a 20%, em uma etapa e seu núcleo foi reduzido de 49 para 26 elementos combustíveis. Com a intenção daquele centro alemão de prolongar a operação do reator, por pelo menos mais 15 anos e prepará-lo para uma utilização futura mais eficiente, foi realizado um estudo para uma segunda etapa de redução do núcleo. Em um estudo de redução do núcleo para 12 elementos combustíveis, para aumentar o fluxo de nêutrons térmicos, considera-se um aumento na densidade de urânio de 3,7 g U/cm³ para 4,8 g U/cm³ e refletores de berílio.

Outro estudo [7] foi realizado para estimar a perda de reatividade e reavaliar a análise termo-hidráulica do núcleo do reator IEA-R1 quando colocados elementos combustíveis com menor massa de urânio nas placas externas. Essa modificação foi analisada considerando redução de densidade de urânio nas placas laterais de todos os elementos combustíveis, que é a condição mais desfavorável.

O objetivo da análise termo-hidráulica desse estudo [7] é mostrar a minimização do problema de resfriamento das placas laterais com a redução de densidade de urânio, que são as mais críticas, uma vez que a vazão que passa pelos canais laterais não pode ser garantida, pois são canais abertos. Nesse estudo, utilizou-se uma configuração do reator IEA-R1 composta por três tipos de combustível: 5 elementos combustíveis (EC) de U_3Si_2 , de $3,0 \text{ gU/cm}^3$, 16 EC's de U_3O_8 de $2,3 \text{ gU/cm}^3$ e 3 EC's de $1,9 \text{ gU/cm}^3$.

Para se obter uma estimativa da perda de reatividade, supôs-se uma configuração com 24 elementos combustíveis novos de $2,3 \text{ gU/cm}^3$, situação na qual a perda da reatividade é máxima. Para análise termo-hidráulica, foi realizado um estudo paramétrico com variação de vazão entre 15 e $24 \text{ m}^3/\text{h}$, sendo o valor máximo do intervalo o necessário para manter a temperatura na superfície do revestimento das placas externas abaixo do valor definido como limite de temperatura estabelecido.

No referido estudo [7], a redução de densidade de potência nas placas laterais e a manutenção da posição das barras de controle não foi alterada, o que gerou maiores fatores de pico sem alterar a distribuição axial de potência nas placas laterais. Com a análise dos dados obtidos, notou-se que a vazão necessária para resfriamento das placas laterais com a redução da densidade de urânio diminuiu de maneira significativa. Pelo aspecto termo-hidráulico, a melhor opção é a redução da densidade de urânio nas placas laterais para 50%, o que garante o resfriamento dessas placas apenas pela vazão do canal interno, uma vez que não se pode garantir a vazão que passa externamente.

A distribuição de potência utilizada no estudo [7] refere-se aos maiores fatores de pico, não necessariamente o canal mais quente. Para se estabelecer a potência máxima de operação, a vazão real em cada elemento combustível deve ser conhecida, o que será possível apenas após reduzir ao máximo os desvios de vazão existentes no núcleo, e também é necessária uma análise neutrônica mais detalhada, onde se determine com precisão o canal mais quente. O objetivo das análises do trabalho de Umbehaun e Mitsuo foi quantificar a perda de reatividade e redução da queima e avaliar se há melhoria das condições de resfriamento das placas laterais com a redução da quantidade de urânio nessas placas, variando-se a redução da densidade de urânio a 70%, 60% e 50% em relação à placa padrão de 2,3 g U/cm³. As análises termo-hidráulicas do canal com os fatores de pico máximos mostram que a redução de densidade de potência acompanha a redução da densidade de urânio na placa lateral de maneira quase linear.

A redução de densidade de urânio já ocorreu de maneira efetiva em alguns elementos combustíveis do reator IEA-R1 e a análise do nível de queima do combustível, bem como a manutenção de parâmetros de operação do reator, se tornam necessárias, pois apenas com uma análise conjunta de neutrônica e termo-hidráulica será possível inferir sobre as condições de resfriamento, reatividade e queima ocasionadas com as alterações de densidade de urânio feitas nas placas laterais dos ECs do reator IEA-R1.

2.1 NÚCLEO DO REATOR

O núcleo do reator simulado neste trabalho é baseado numa configuração típica do reator IEA-R1, assumindo-se todos os elementos combustíveis sem queima e com apenas um tipo de combustível (U₃Si₂) com densidade de 3,0 g U/cm³.

Os elementos combustíveis formam um arranjo de 5 x 5, sendo que a posição central deste arranjo é ocupada por um irradiador de berílio e o arranjo é cercado por refletores

de grafite e berílio e alguns dispositivos de irradiação, como pode ser verificado na Figura 2, que representa a vista superior do núcleo. O moderador é água desmineralizada, que também atua como refrigerante do núcleo.

A Figura 2 apresenta uma legenda para melhor compreensão da modelagem dos elementos combustíveis utilizada na análise neutrônica. Na região ativa do núcleo, cada elemento é identificado por um número e foi dividido em três partes: as placas da região central em um único bloco e as duas placas laterais.

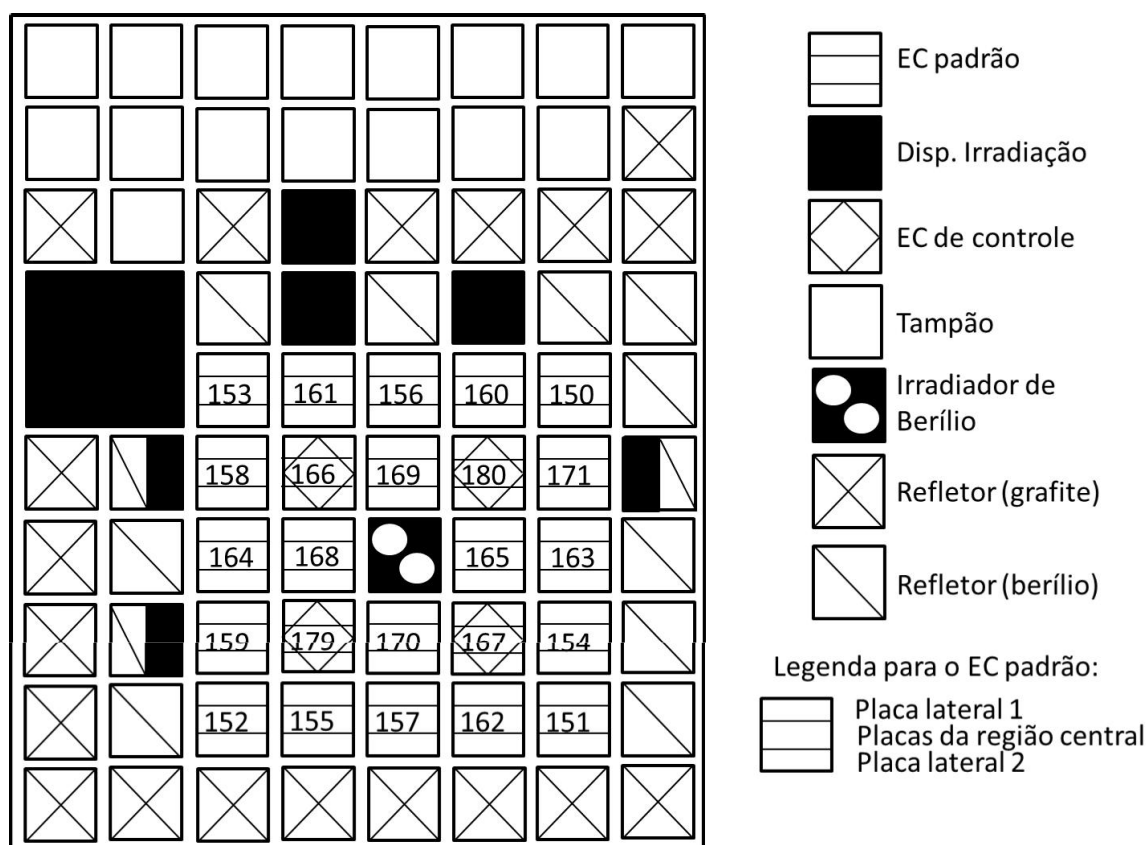


Figura 2. Configuração típica do reator IEA-R1 [7]

Foram simuladas três situações, a exemplo do que foi feito no estudo original [7]: ciclos de operação em que as placas laterais dos elementos combustíveis apresentavam a

densidade de urânio reduzida, parametricamente, para 50%, 60% e 70% da densidade das placas centrais do elemento combustível.

2.2 METODOLOGIA DE CÁLCULO

Como o objetivo do trabalho é determinar a distribuição da temperatura nas placas laterais dos elementos combustíveis a fim de verificar se a redução de densidade de urânio nestas placas influencia efetivamente na redução da temperatura, a metodologia adotada consiste em:

- a) Obter a distribuição de potência para as regiões de interesse dos elementos combustíveis do núcleo do reator considerando diversas densidades de combustível das placas laterais,
- b) Obter a distribuição de temperatura das regiões de interesse, principalmente as placas laterais em função da respectiva vazão do fluido refrigerante,
- c) Confrontar e avaliar os diversos parâmetros associados a remoção de calor das placas laterais.

A distribuição de potência para as regiões de interesse do núcleo é obtida com o código de difusão de nêutrons CITATION, dessa forma a modelagem geométrica do núcleo do reator deve ser representada de forma a evidenciar as regiões de interesse: placas laterais e a região central. A distribuição de potência deverá ser função da densidade do combustível, dessa forma, três densidades diferentes serão utilizadas nas placas laterais de forma uniforme no núcleo, isto é, a densidade da região central do elemento combustível é a mesma para todos os 24 elementos e a densidade das placas laterais variará de 2,1 a 1,5 gU/cm³.

No cálculo do núcleo do reator para obtenção da distribuição de potência são consideradas todas as regiões destacadas na Figura 3 e o modelo geométrico é representado em forma de coordenadas cartesianas, X, Y e Z.

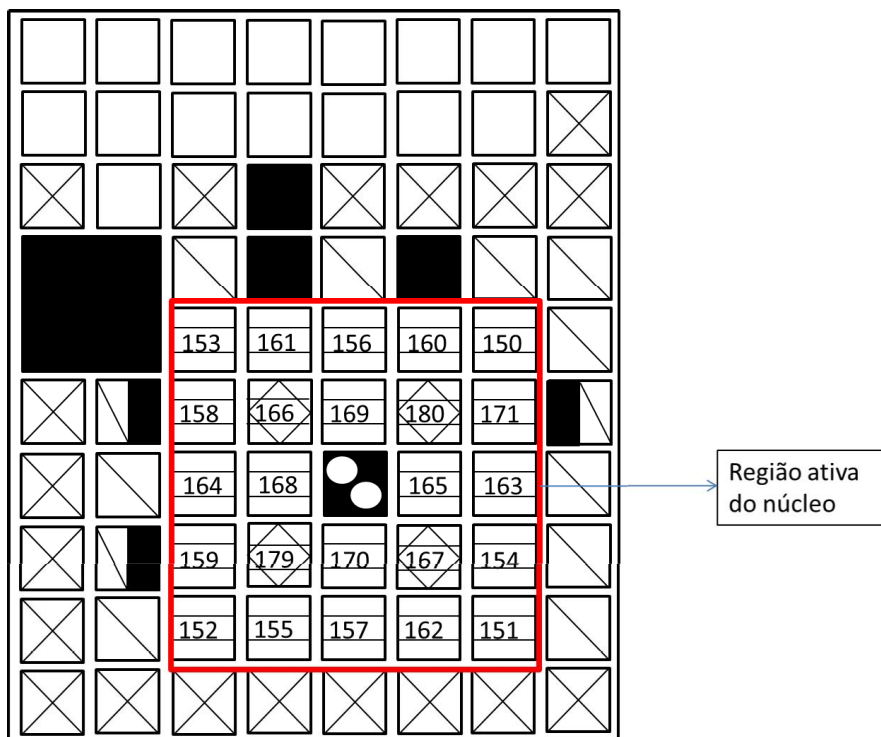


Figura 3 – Regiões consideradas para obtenção da densidade de potência.

A Figura 3 apresenta o modelo geométrico no plano XY. A discretização espacial adotada na modelagem do CITATION corresponde a 15 zonas na direção X, 30 zonas na direção Y e 11 zonas na direção Z. Estas zonas foram subdivididas em *mesh-points* para melhor detalhamento dos parâmetros neutrônicos.

O cálculo do núcleo do reator além das informações do modelo geométrico requer as constantes de poucos grupos denominados de seção de choque macroscópica representativo das diversas zonas materiais existente no núcleo do reator, tais como o refletor de grafite, elemento combustível, elementos de controle etc.

As constantes de poucos grupos denominados de seção de choque macroscópicas do reator são obtidas por meio dos cálculos celulares, estes cálculos foram efetuados com o código de cálculo celular HAMMER. Basicamente o cálculo celular consiste em solucionar a equação de transporte de nêutrons num determinado meio com o objetivo de obter o fluxo de nêutrons da célula em questão, posteriormente este fluxo é utilizado para o processo de geração das seções de choque macroscópica. O processo de geração de seção de choque em poucos grupos consiste em homogeneizar e colapsar – sair de 52 grupos de energia para 4 – as seções de choque de interesse para o modelo homogêneo da célula.

Ambos os códigos, HAMMER e CITATION são utilizados em projetos de núcleos de reatores, e consistem em ferramentas já consagradas ainda utilizadas no Brasil nos cálculos de acompanhamento e remanejamento dos ECs do núcleo do reator IEA-R1.

A distribuição de potência do reator obtida do cálculo com o código CITATION é um dos dados de entrada do código de termo-hidráulica MTRCR-IEA-R1, este por sua vez soluciona o conjunto de equações de transferência de calor em geometria cartesiana e apresenta como solução as temperaturas obtidas para os intervalos geométricos adotados na discretização espacial.

Nos capítulos 3 e 4 analisam-se o comportamento da densidade de potência, fluxo de nêutrons térmicos e temperatura nas placas laterais em cada uma das reduções de concentração de urânio simuladas neste trabalho.

3 ANÁLISE NEUTRÔNICA

No caso deste trabalho, o objetivo da análise neutrônica é avaliar o impacto da redução de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis quanto à reatividade e queima dos ECs do reator IEA-R1 pela determinação da distribuição de potência ao longo da placa lateral com maior densidade de potência.

A inserção de um elemento acarreta mudanças nos parâmetros neutrônicos, como k -efetivo, densidade de potência e fluxo de nêutrons. Essas mudanças podem influenciar diretamente os parâmetros de operação do reator.

Com a análise neutrônica, são obtidas as curvas de distribuição espacial de densidade de potência no núcleo do reator. Os dados determinados com essas curvas são utilizados posteriormente como dados de entrada da análise termo-hidráulica.

Para a realização da análise neutrônica do reator IEA-R1, são utilizados os programas HAMMER [2] e CITATION [3].

O código HAMMER é um código de transporte para análise de reatores que calcula a seção de choque de materiais constituintes de uma célula unitária, ou seja, da menor unidade componente do núcleo do reator a partir da concentração de cada um desses materiais. Os parâmetros calculados com esse código são: coeficiente de difusão, seção de choque de absorção, seção de choque de fissão, seção de choque para o primeiro módulo de cálculo e potência por unidade de fluxo.

Esses parâmetros calculados com o código HAMMER servem como dados de entrada para o programa CITATION que gera: o k -efetivo, fluxo de nêutrons e densidade de potência, que determinam o impacto da alteração no elemento e que serão utilizados no desenvolvimento deste trabalho. Além disso, o CITATION resolve os seguintes

problemas: depleção do combustível, gerenciamento do combustível para análise multi-ciclo, resultados de perturbação de primeira ordem que podem ser obtidos fornecendo dados macroscópicos e concentrações dos núclídeos e problemas estatísticos e resultados de perturbações obtidos com dados macroscópicos.

O fluxo de nêutrons pode ser obtido com a solução da equação da difusão, que é uma aproximação da equação de transporte de nêutrons [19], cuja solução em determinadas condições de contorno fornecem resultados aproximados satisfatórios em muitos casos sem que seja necessária a solução da equação de transporte de nêutrons. O programa CITATION resolve a equação de difusão, em uma dada posição r do núcleo e uma dada energia E .

A relação entre fluxo e corrente de nêutrons pode ser obtida pela Lei de Fick, que é uma das aproximações utilizadas para derivar a equação de difusão a partir da teoria de transporte e que permite visualizar os processos físicos de difusão como processos físicos ou termodinâmicos irreversíveis.

3.1 MODELAGEM E CÁLCULO DO NÚCLEO

Para definir o impacto no núcleo devido à alteração de densidade de urânio nas placas laterais do elemento, deve ser analisada a região mais crítica do núcleo para a operação do reator onde se teria a mais alta inserção de reatividade no núcleo, ou seja, a placa lateral em que há maior densidade de potência.

A modelagem tridimensional do CITATION permite a determinação do k -efetivo, fluxo de nêutrons e densidade de potência para qualquer posição r do núcleo nas dimensões da placa matriz e o *burn-up* (queima de combustível) para qualquer tempo t .

Para simular o impacto devido a alterações no núcleo do reator, os cálculos devem ser realizados considerando a situação antes da mudança do núcleo e após a mesma.

O início do procedimento consiste na modelagem do núcleo a ser estudado. Primeiramente, devem-se calcular as seções de choque microscópicas/macrocópicas dos materiais envolvidos no núcleo. Esse cálculo é realizado com o programa computacional HAMMER [2]. O programa CITATION [3] utiliza os dados gerados no HAMMER para o cálculo tridimensional do núcleo e para o cálculo de *burn-up*. As curvas de densidade de potência axial foram utilizadas como dados de entrada para a análise termo-hidráulica do núcleo do reator.

A modelagem do núcleo para o desenvolvimento deste trabalho dividiu cada elemento, combustível e de controle, em três partes: duas placas laterais e uma região central – como pode ser verificado na Figura 1 – que abriga as demais placas combustíveis, assim permitindo simular a operação do reator IEA-R1 com diferentes densidades de urânio no mesmo elemento combustível.

Na modelagem realizada nas simulações apresentadas neste trabalho, o núcleo foi modelado em sua totalidade, com a estrutura de bocal, placas de alumínio, placa matriz, refletores, regiões de irradiação, guias das barras de controle e os elementos combustíveis. Estes últimos foram modelados em três regiões, como apresentado na Figura 3: duas representando as placas laterais e uma representando a região central. Os ECs da fileira central do núcleo foram modelados de maneira mais detalhada, com maior número de *mesh-points* enquanto os demais ECs foram modelados com apenas três *mesh-points* cada um.

3.2 CÓDIGO COMPUTACIONAL HAMMER

O sistema do código HAMMER forma um link essencial entre os dados nucleares de multi-grupo de energia – sistema independente, e, de poucos grupos de energia – sistema dependente, usados na análise de reatores térmicos.

O código serve ao propósito de prover seções de choque colapsadas e demais parâmetros da célula unitária homogeneizada de poucos grupos de energia para as equações de difusão, utilizada na análise de reatores de sistemas com muitas regiões, com geometrias definidas.

O código HAMMER trata as regiões de energia térmica e epitérmica/rápida separadamente, começando com a última, desde que seja assumido que após moderação dos nêutrons em um arranjo deve-se obter uma distribuição espacial plana na célula unitária do arranjo do reator antes dos nêutrons se tornarem térmicos. A teoria de transporte integral é usada para o tratamento de heterogeneidade com seções de choque de transporte corrigidas.

Dessa forma, neste trabalho, para cada elemento denominado de célula unitária do elemento combustível, apresentada na Figura 4, deverá ser gerado o conjunto de seções de choque macroscópica para serem utilizadas posteriormente no cálculo do núcleo do reator. Assim, as seguintes células unitárias foram consideradas: placa lateral com diferentes densidades e placas centrais do elemento combustível. Em cada uma delas foram consideradas quatro regiões: a região do combustível, a do revestimento, a do fluido refrigerante e a região extra, que abrange estrutura de suporte das placas e água.

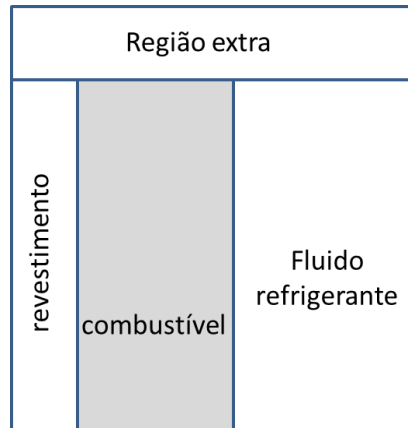


Figura 4 – Célula unitária utilizada no código HAMMER.

A determinação da fuga térmica no código HAMMER-TECHNION e a consequente função de ponderação para as seções de choque térmicas são determinadas utilizando o método B1. [2]

Basicamente o método B1 consiste em utilizar a transformada de Fourier na equação de transporte, posteriormente expandir o fluxo de nêutrons em termos de polinômios de Legendre e através de um método iterativo obter a solução para o fluxo de nêutrons. De forma similar, na região de energia epitérmica e rápida do nêutron para obter a função de ponderação para condensar as seções de choque das reações nucleares de todos os núclídeos em 2, 3 ou 4 grupos de energia é efetuado por intermédio da aproximação B1. A fuga de nêutrons é considerada por meio do *buckling* do sistema em consideração. [2]

Os cálculos finais incluem a avaliação da constante de multiplicação efetiva no input de Buckling, o B_m que torna a constante de multiplicação efetiva unitária, a constante de multiplicação infinita, os fluxos de grupos e as taxas de reação.

Um dos objetivos da Teoria de Transporte é o estudo das colisões que ocorrem no núcleo do reator entre nêutrons e núcleos de elementos constituintes do mesmo e que geram a movimentação de nêutrons e energia.

3.2.1 TEORIA DE TRANSPORTE

A teoria de transporte é descrita por uma equação exata, a Equação de Boltzmann, que rege os fenômenos de transporte e pode ser derivada para o transporte de nêutrons [20]:

$$\begin{aligned} \frac{\partial n}{\partial t} + \nu \Omega \cdot \nabla n + \nu \sum_t n(r, E, \Omega, t) = \\ = \int_{4\pi} d\Omega' \int_0^\infty dE' \nu' \sum_s (E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) n(r, E', \Omega', t) + s(r, E, \Omega, t) \end{aligned} \quad (3.1)$$

Onde:

n é a densidade de nêutrons em n/cm^3 ;

ν é o número de nêutrons produzidos por fissão em função da energia E ;

Ω é o versor direção em cm ;

Σ_t é a seção de choque macroscópica total em cm^{-1} ;

r é a posição em cm ;

E é a energia do nêutron em MeV ;

t é o tempo em s ;

Ω' é o versor direção dos nêutrons após as colisões em cm;

E' é a energia dos nêutrons após várias colisões em MeV;

ν' é o número de nêutrons produzidos por fissão em função da energia E' ;

Σ_s é a seção de choque macroscópica de espalhamento em cm^{-1} ;

s é o número de nêutrons emitidos pela fonte em $\text{n/cm}^3\text{s}$.

Sob certas condições, a equação de transporte é simplificada na equação da difusão, que embora seja uma aproximação, fornece resultados satisfatórios para a solução exata da equação de transporte e, dada sua simplicidade, é comumente utilizada em problemas de projeto de reator.

Os dados de entrada de multi-grupo são assumidos como um sistema independente, pela escolha de uma estrutura multi-grupo de pequenas dimensões significativas para justificar o uso de funções simples para a média da seção de choque.

Os dados de poucos grupos para uma região em particular dependem de:

- Composição de materiais
- Estrutura heterogênea
- Fuga de nêutrons na região considerada

A heterogeneidade e a fuga são assumidas como independentes e o tratamento de ambos os efeitos envolve apenas aproximações adicionais.

É feita uma média das seções de choque sobre cada grupo admitindo-se espectro simples, tal como o espectro de fissão a altas energias, um fluxo de $1/E$ na região

epitérmica inferior, e uma função independente de energia nos vários grupos térmicos. Essa é uma das considerações utilizadas nas aproximações para resolver a equação de transporte.

Os cálculos da região epitérmica consideram os seguintes aspectos:

- Tratamento integral de transporte para um arranjo infinito;
- Cálculo de taxas de ressonância de reação;
- Homogeneização da célula; e
- Tratamento da fuga de nêutrons pela *Transformada de Fourier*.

Os primeiros três itens são calculados para cada um dos grupos antes de serem calculados para o próximo grupo. O último item é calculado quando a célula já foi homogeneizada para todos os grupos epitérmicos.

O código computacional HAMMER calcula as seções de choque para os materiais no núcleo do reator, uma vez que o usuário providencie a concentração inicial do material no início da operação do reator. Estes valores são obtidos das especificações técnicas do elemento combustível e das barras de controle. Os valores de seção de choque de saída do HAMMER são os dados de entrada do CITATION para o cálculo dos parâmetros neutrônicos.

3.3 CÓDIGO COMPUTACIONAL CITATION

O código computacional CITATION é utilizado para resolver a equação da difusão para o transporte de nêutrons em uma posição r e energia E em problemas que envolvam a representação de diferenças finitas da teoria da difusão que trata até 3 dimensões do espaço em regiões discretizadas em *mesh-points*.

Este código pode resolver os seguintes problemas nas geometrias x-y-z, θ -r-z, hexagonal-z e trigonal-z:

- Depleção de combustível;
- Gerenciamento de combustível para análise multi-ciclo; e
- Resultados de perturbação de primeira ordem que podem ser obtidos fornecendo dados macroscópicos e concentrações dos núclídeos

O código computacional CITATION calcula, para o desenvolvimento deste trabalho utilizando a modelagem apresentada no Apêndice A, os seguintes parâmetros neutrônicos: k-efetivo, fluxo de nêutrons e densidade de potência para qualquer posição e *burn-up* para qualquer tempo t. Para tais resultados, os dados de entrada do CITATION são as seções de choque para cada faixa de energia dos nêutrons dos materiais presentes no núcleo, calculadas utilizando o código HAMMER; então antes de se calcular os fluxos de nêutrons e a densidade de potência, deve-se verificar o valor do k-efetivo. Para o reator IEA-R1, o valor máximo deste parâmetro é 1,07.

Em alguns casos, a relação entre fluxo de nêutrons e corrente de nêutrons é simples se algumas condições forem obedecidas, sendo possível obter soluções elementares para os problemas de transporte. De acordo com a lei de Fick [19], em situações nas quais há gradientes de concentração ou de temperatura, é produzido um fluxo de partículas ou calor cuja tendência é homogeneizar a concentração ou temperatura do volume considerado. Essa homogeneização é consequência do movimento aleatório de partículas que dá lugar ao segundo princípio da termodinâmica, conhecido como movimento térmico casual das partículas. Assim, os processos de difusão podem ser vistos como processos físicos ou termodinâmicos irreversíveis.

Neste caso, a lei de Fick:

$$J = -D\nabla\phi \quad (3.2)$$

Onde

D – coeficiente de difusão

$\nabla\phi$ - gradiente de fluxo de nêutrons

Pode ser escrita na forma:

$$D\nabla^2\phi - \sum_a \phi + s = \frac{1}{\nu} \frac{\partial\phi}{\partial t} \quad (3.3)$$

também conhecida como equação de difusão de nêutrons.

3.4 RESULTADOS NEUTRÔNICOS

O primeiro resultado obtido é a reatividade do reator, avaliada pelo fator de multiplicação ou k-efetivo, obtido com o código CITATION. Após a verificação do valor deste parâmetro, que deve estar o mais próximo possível de 1 para que o reator seja crítico, calcula-se o fluxo de nêutrons térmicos e rápidos e, enfim, a densidade de potência em cada elemento do reator. A Tabela 1 apresenta a comparação dos valores do k-efetivo, da perda de reatividade e da redução da queima de combustível para cada simulação realizada neste trabalho.

A queima de combustível foi calculada como a energia extraída por unidade de massa inicial de urânio, conforme a equação 3.4 [19]:

$$BU = \frac{E}{m_0} \quad (3.4)$$

Onde:

BU – *burn-up* ou queima de combustível, em MWd/kg

E – energia liberada na fissão do combustível, em MWday

M0 – massa inicial de urânio presente no núcleo do reator

Neste trabalho, foram comparados os valores de queima total no ciclo de 18 dias de cada redução com o valor de queima obtido na simulação de 100% de combustível.

Tabela 1. – Comparação da perda de reatividade em função da redução de densidade de urânio

Densidade de urânio na placa lateral (g/cm ³)	Percentual de urânio na placa lateral	k-efetivo	Perda de reatividade (pcm)	Redução da queima de combustível
3,0	100%	1,00592	-	-
2,1	70%	1,00284	305	2,3%
1,8	60%	1,00190	399	2,5%
1,5	50%	1,00166	423	3,0%

Em todas as simulações, o critério utilizado para o posicionamento dos bancos de barras de controle foi de que o reator estivesse na condição crítica, ou seja, que o valor do k-efetivo estivesse o mais próximo possível de 1.

A posição das barras não foi alterada de uma simulação para outra, pois a redução de densidade de urânio ocorreu apenas nas placas laterais dos ECs, o que não afetou de modo significativo a reatividade do núcleo, como pode ser verificado na Tabela 1.

Comparando-se a redução de queima do combustível obtida com as reduções de densidade de urânio nas placas laterais com a queima obtida sem alteração, pode-se dizer que essa perda não foi significativa, variando de 2,3 a 3,0%, sendo proporcional à redução de combustível.

Na simulação do caso original, sem alteração de densidade de urânio nas placas laterais, as barras foram posicionadas a uma altura de 63,25 cm – aproximadamente metade da altura ativa da placa, posição mantida para as simulações de redução para 50% e 60%. Apenas no caso de redução para 70% a posição das barras foi modificada para 64,87 cm, pois foi deste modo que o valor do fator de multiplicação obtido foi mais próximo de 1.

A seguir serão apresentados os resultados obtidos para os fluxos de nêutrons térmicos e densidade de potência em cada simulação, para a região do núcleo mostrada na Figura 5.

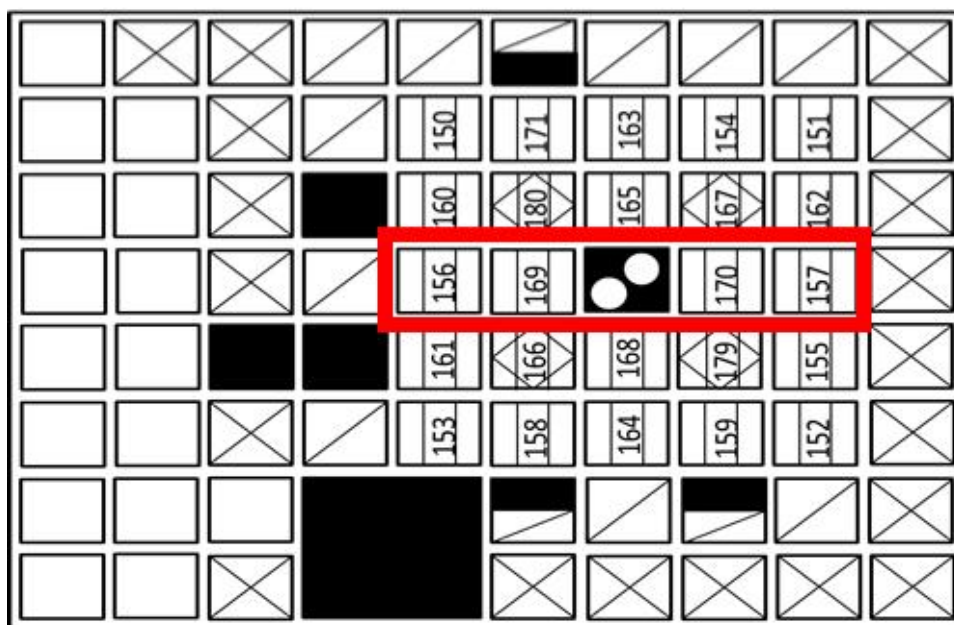


Figura 5 – Região de maior fluxo de nêutrons no reator IEA-R1.

Os fluxos de nêutrons rápidos não serão objeto de discussão deste trabalho, uma vez que a probabilidade de colisão com o combustível na sua faixa de energia é menor, não influenciando de modo significativo a temperatura do revestimento.

Observa-se também a mesma ordem de grandeza para os fluxos de nêutrons do núcleo como um todo entre diferentes reduções de densidade de urânio e a assimetria de valores em relação à região central do núcleo devido à diferença do número de refletores entre os dois lados do núcleo.

Os fluxos de nêutrons rápidos apresentam maior ordem de grandeza do que os fluxos de nêutron térmicos, pois nem todos os nêutrons rápidos são moderados, e apresentam certa diminuição com a redução da densidade de urânio. Esse comportamento é esperado, uma vez que há menor quantidade de combustível nas placas laterais e conseqüentemente menor número de colisões. Essa redução é proporcional à redução de densidade de urânio nas placas laterais.

Além de serem observados os valores médios dos fluxos de nêutrons e densidades de potência, devem ser analisadas as distribuições axiais destas grandezas, pois a densidade de potência gerada em cada placa dos elementos combustíveis é resultados dos fluxos de nêutrons.

A Figura 6 apresenta a comparação dos fluxos de nêutrons térmicos na região central do núcleo do reator IEA-R1 para as simulações realizadas neste trabalho. É possível observar que não há alteração significativa do comportamento nem da ordem de grandeza dos fluxos de nêutrons, porém com a redução de densidade de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis, há um ligeiro aumento do fluxo.

Esse comportamento pode ser explicado pela análise da equação 3.5 [20], que relaciona a potência do reator com o fluxo de nêutrons e a seção de choque:

$$P = \int \gamma \Sigma_f \phi dV \quad (3.5)$$

Onde

P – Potência do Reator em W

γ – coeficiente de energia em J/fissão

Σ_f – seção de choque macroscópica de fissão em cm^{-1}

Φ – fluxo de nêutrons em $\text{n}/\text{cm}^3\text{s}$

Como a potência foi mantida constante nas quatro simulações e a seção de choque diminuiu em função da redução de urânio na placa lateral, o fluxo de nêutrons aumentou com essa alteração.

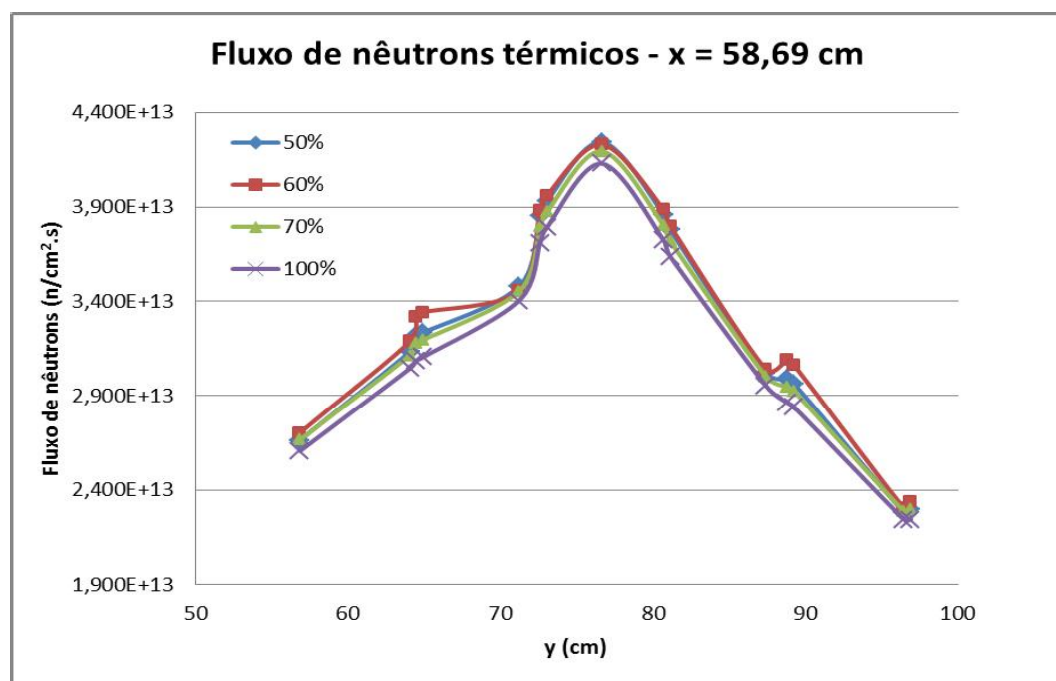


Figura 6 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos na fileira central do reator IEA-R1.

A Figura 7 apresenta a comparação dos fluxos de nêutrons térmicos na placa lateral do EC 169 ao longo de sua altura, considerado como o pior caso dos elementos combustíveis analisados, pois os valores de fluxo na placa lateral obtidos na simulação sem redução de densidade de urânio deste EC foram os maiores. Os resultados apresentados referem-se à região ativa do elemento, sendo a abscissa de 30 cm situada mais próxima ao topo do reator.

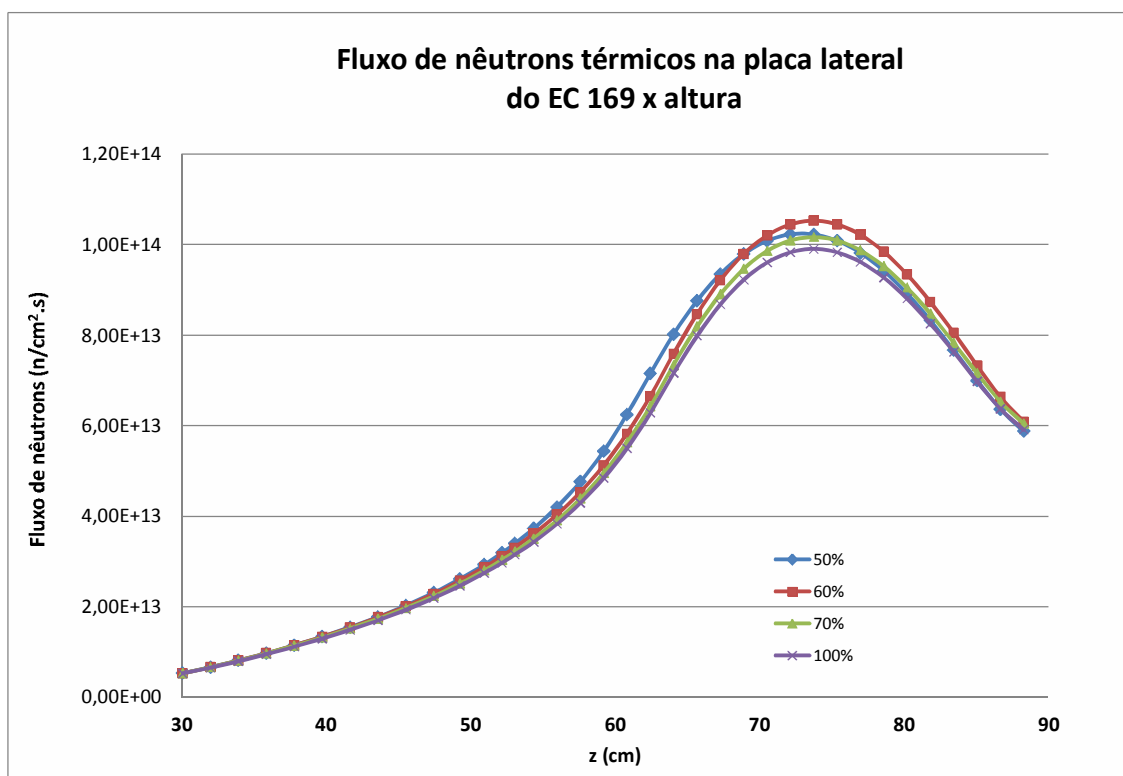


Figura 7 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos na placa lateral do EC 169.

Como pode ser verificado no Apêndice B, as densidades de potência apresentam comportamento assimétrico semelhante ao dos fluxos neutrônicos: os elementos combustíveis centrais apresentam os maiores valores desta grandeza enquanto os valores dos elementos da lateral esquerda são levemente maiores que os dos elementos da lateral direita do núcleo, sendo que as densidades de potências das laterais são levemente menores que as densidades dos elementos centrais.

Esse comportamento é esperado, uma vez que a densidade de potência é decorrente do número de colisões, por sua vez, resultado do fluxo de nêutrons térmicos.

Os valores de densidade de potência nas placas laterais seguem o mesmo comportamento observado na simulação sem redução de densidade de urânio. A Figura 8 mostra que, para a região do núcleo destacada na Figura 5, a área do irradiador – abscissa entre 73 e 80 cm – apresenta densidade de potência nula, comportamento já esperado, uma vez que não há material físsil no irradiador.

É possível observar também que os picos do gráfico correspondem às densidades de potência da região central dos ECs e os vales, à região das placas laterais, foco deste trabalho. Destaca-se a maior densidade de potência da placa lateral do EC 169, da ordem de grandeza de 50 W/cm^3 a 100% de densidade de urânio, em comparação com as placas laterais dos demais ECs.

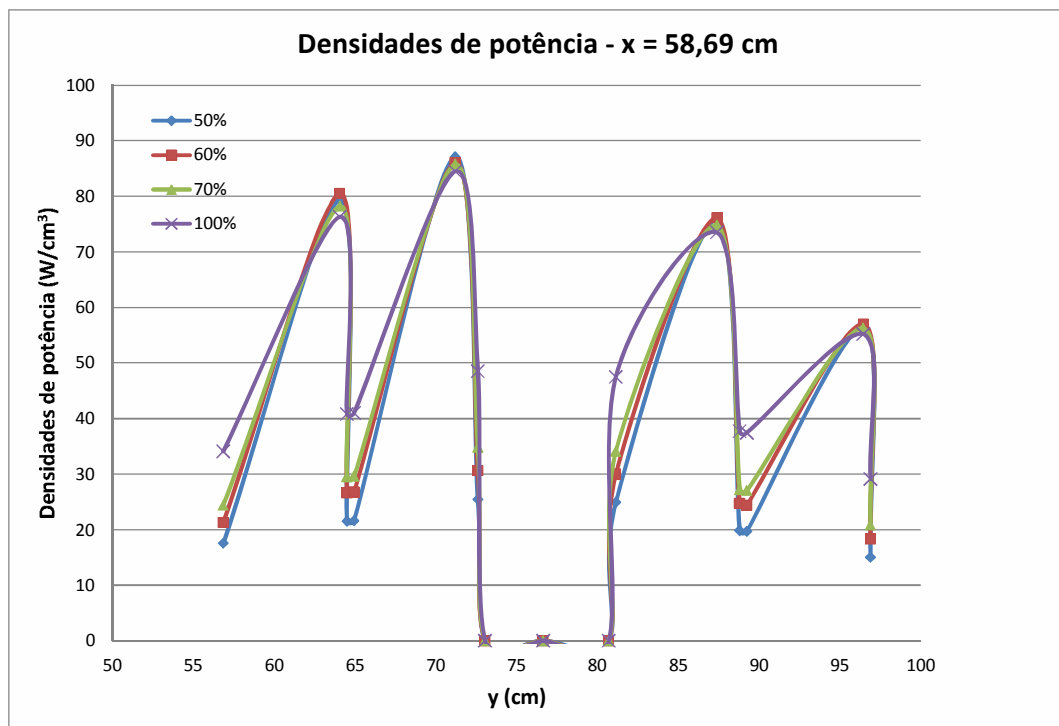


Figura 8 – Comparação das densidades de potência na abscissa de 58,69 cm, região central do reator IEA-R1.

Pode-se observar também que na região de ordenada de até 70 cm os valores de densidade de potência são maiores do que na região a de 80 a 100 cm. Esse comportamento assimétrico pode ser explicado pela assimetria do fluxo de nêutrons, causada pela diferença da distribuição de refletores no núcleo, que não é o mesmo, como pode ser observado na Figura 2 e também por outros fatores da configuração do reator, como a posição das barras de controle.

Na Figura 8, ao se comparar as três simulações com redução de densidade de urânio nas placas laterais com a simulação sem alteração, nota-se que há uma redução na densidade de potência gerada com a redução da quantidade de combustível, porém quando se compara as três simulações de redução entre si, a maior diferença é na redução para 50% da concentração de urânio, que apresenta os menores valores de k -efetivo e densidades de potência nas placas laterais.

Esse comportamento já era esperado, uma vez que a densidade de potência gerada é consequência do número de colisões de nêutrons no combustível, que por sua vez dependem do fluxo de nêutrons térmicos.

De modo geral, os elementos combustíveis da lateral esquerda do núcleo apresentam valores de densidade de potência levemente maiores que os da lateral direita, enquanto os elementos das três fileiras centrais apresentam valores de densidade de potência maiores que os elementos das laterais, como pode ser verificado no Apêndice B.

O resultado esperado do efeito da diminuição da densidade de urânio nas placas laterais dos elementos combustíveis é que a densidade de potência obtida também seja diretamente proporcional.

O elemento considerado mais crítico para ser estudado na análise termo-hidráulica é o EC 169, uma vez que a distribuição axial de densidade de potência de sua placa lateral

apresentou os maiores valores dentre os elementos combustíveis do núcleo do reator IEA-R1, como pode ser visto na Tabela 2.

Pelo comportamento da densidade de potência observado, espera-se que a distribuição de temperatura ao longo da placa lateral do elemento 169 obtida na análise termo-hidráulica apresente os maiores valores.

4 ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA

A análise termo-hidráulica tem como objetivo a determinação dos parâmetros relacionados ao resfriamento do núcleo do reator, de modo que a operação ocorra dentro das margens de segurança estabelecidas.

Critérios e limites de projeto são estabelecidos para combustíveis MTR (*materials testing reactor*) de forma a não ocorrer uma mudança geométrica acentuada do elemento combustível e permitir o seu correto funcionamento durante o seu tempo de permanência no reator. Em regime de operação normal, as temperaturas atingidas no combustível são baixas e muito aquém de sua temperatura de fusão ou de temperaturas que levem a reações químicas entre o cerne do combustível e o seu revestimento. Em termos de limites de projeto, a preocupação maior é o controle da temperatura externa do revestimento do combustível, com o objetivo de evitar que se atinja a temperatura em que há maior probabilidade de corrosão do revestimento [5].

Durante a operação do reator, a distribuição de temperatura é não-uniforme, pois o fluxo de nêutrons não é uniforme. A variação da temperatura pode ocasionar (super)aquecimento localizado, que, por sua vez, pode causar defeitos estruturais, mudanças na demanda de carga no núcleo, mudanças na taxa de vazão do fluido refrigerante ou adição acidental de reatividade [21].

Os projetos termo-hidráulicos de núcleos de reatores de pesquisa utilizam programas computacionais e têm como um dos objetivos a determinação dos parâmetros de segurança para operação do reator. Como os reatores de pesquisa possuem vários dispositivos para irradiação de materiais e/ou amostras, estes devem ser considerados nas análises termo-hidráulicas.

Os elementos combustíveis do tipo MTR (*materials testing reactor*) são do tipo placa e apresentam simetria geométrica, facilitando a definição do modelo termo-hidráulico a ser considerado nas análises. Pela geometria do elemento combustível, das propriedades dos materiais envolvidos e com o modelo definido, pode-se determinar quais trocas térmicas serão consideradas e as condições iniciais e de contorno, como por exemplo, as dimensões do canal e da placa combustível, a distribuição axial de potência e o fluxo de calor médio no núcleo.

A convecção forçada ou natural que ocorre no fluido refrigerante depende de alguns fatores, como a geometria do canal, por onde o fluido refrigerante escoar, velocidade de escoamento, propriedades físicas do fluido, área de troca térmica e diferença de temperatura.

A importância de um resfriamento eficiente das placas combustíveis deve-se ao fato de que os parâmetros de segurança do reator baseiam-se na temperatura do núcleo e objetivam evitar superaquecimento no revestimento ou que o refrigerante entre em ebulição [7].

No projeto do núcleo, devem ser determinados os canais em que o refrigerante apresenta maior temperatura e a localização dos chamados pontos quentes, ou seja, pontos de maior temperatura na placa de combustível, dentro de uma análise mais conservativa. As condições de temperatura e o escoamento nesses pontos afetam a potência do reator, pois o mecanismo de transferência de calor das superfícies metálicas à água (fluido refrigerante utilizado no IEA-R1) é bastante influenciado pela diferença de temperatura devido às propriedades físicas do fluido. Com o aumento da temperatura, a convecção origina a chamada ebulição nucleada, fenômeno que ocorre quando bolhas se formam na superfície, o que pode ocasionar a ocorrência de formação de um filme de vapor que diminui a taxa de transferência de calor, comprometendo o material de

revestimento do combustível. O parâmetro calculado para indicar o fluxo de calor crítico é chamado DNB (*Departure from Nucleate Boiling*).

A acurácia para se determinar a vazão de resfriamento das placas combustíveis influencia diretamente a precisão e a confiabilidade das análises termo-hidráulicas.

O modelo térmico utilizado neste trabalho foi adaptado do modelo MTRCR-IEAR1, desenvolvido por Umbehaun [5]. Este modelo usa o método nodal e é baseado em equações de balanço de fluxo de calor, que se referem a cada nó da discretização do domínio da solução. Estas equações em conjunto com as correlações de cálculo do coeficiente de película, número de *Reynolds*, número de *Prandtl* e condições de contorno estabelecidas, são resolvidas simultaneamente com o pacote comercial *Engineering Equation Solver*, EES [4]. O Apêndice C apresenta o código utilizado na análise termo-hidráulica para o desenvolvimento deste trabalho.

A análise termo-hidráulica é a segunda etapa do procedimento de verificação dos parâmetros neutrônicos e termo-hidráulicos do reator IEA-R1. Essa análise consiste na comparação das temperaturas do revestimento com concentração de urânio a 100% na placa lateral com as temperaturas obtidas nas simulações de redução de concentração de urânio para 50%, 60% e 70% obtidas com o modelo MTCR-IEA-R1.

O modelo termo-hidráulico MTRCR-IEAR1 foi desenvolvido para análise termo-hidráulica de canais com diferentes condições de resfriamento – o que caracteriza a região entre elementos combustíveis – e cálculo de instabilidade de fluxo, fluxo de calor crítico e temperatura de ONB (*On-set Nucleate Boiling*) mais rapidamente e com a mesma precisão de códigos já consagrados, como o COBRA/3C RERTR [9] e PARET [10].

4.1 MODELO TERMO-HIDRÁULICO MTRCR-IEAR1

No MTRCR-IEAR1, a modelagem do volume de controle utiliza o método nodal, em que o domínio é dividido em volumes considerados isotérmicos. A cada volume está associado um ponto ou nó, o qual é descrito por uma equação que descreve todo o processo de transferência de calor que ocorre naquele nó.

O modelo MTRCR-IEAR1 utiliza 13 equações de balanço de fluxo de calor, cujo conjunto é resolvido simultaneamente com o EES.

A Figura 9 mostra, de modo esquemático, o modelo MTRCR-IEAR1 que utiliza dois meio-canais e um canal central, sendo possível definir dados geométricos diferentes para cada um dos canais e também variar as condições em um deles e avaliar a influência dessa modificação nos canais vizinhos.

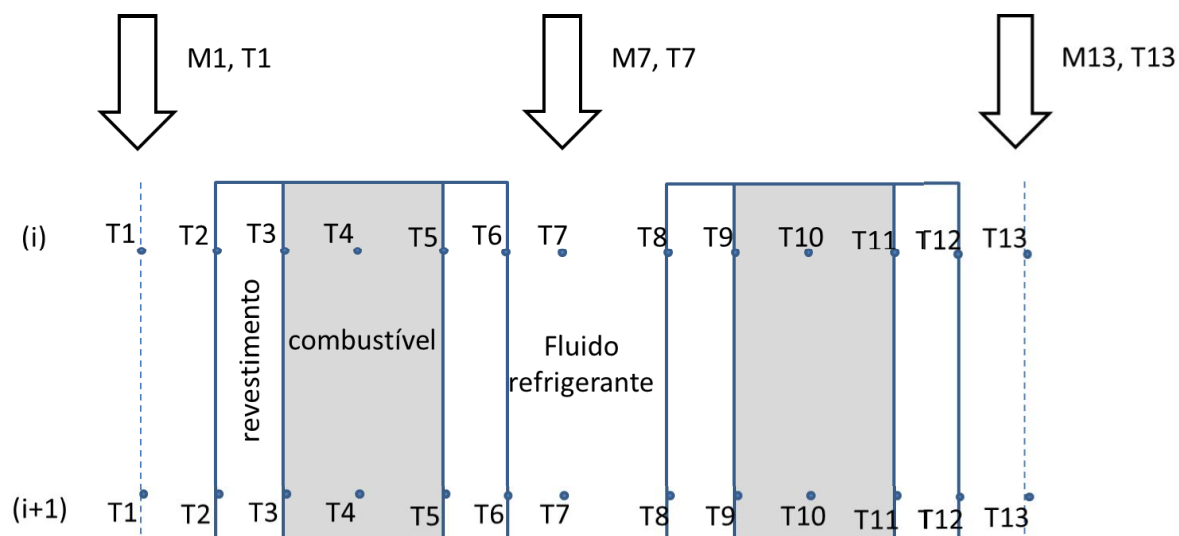


Figura 9 – Esquema do modelo MTRCR-IEAR1

Sendo:

T1 e T13 – temperaturas do fluido refrigerante dos meio-canais

T7 – temperatura do fluido refrigerante do canal inteiro utilizado na modelagem

T2 e T12 – temperaturas da interface revestimento-fluido refrigerante dos meio-canais

T6 e T8 – temperaturas da interface revestimento fluido refrigerante do canal inteiro

T3, T5, T9 e T11 – temperaturas da interface combustível-revestimento

T4 e T10 – temperaturas no cerne do combustível, no caso deste trabalho, T4 é o combustível com redução de densidade de urânio.

As equações de balanço do MTRCR-IEAR1 contemplam o transporte entálpico devido ao escoamento do fluido refrigerante, a troca de calor por convecção na interface fluido-revestimento e a transferência de calor por condução nas placas combustíveis. Como condição de contorno, são utilizados os dados de temperatura de entrada e vazão volumétrica do fluido refrigerante, que podem ser diferentes para cada canal.

Para a transferência de calor por condução, as equações são da seguinte forma:

$$Q = k \cdot \frac{A}{e} \cdot \Delta T \quad (4.1)$$

onde:

Q – calor transferido(W)

k – coeficiente de condutividade térmica do combustível ou do revestimento, dependendo do nó (W/m K)

A – área da troca térmica (m²)

e – espessura do revestimento (m)

ΔT – gradiente de temperatura (K)

Para a transferência de calor por condução, as equações são da seguinte forma, utilizadas na troca térmica pela movimentação do refrigerante na interface com o revestimento e na região central entre canais:

$$Q = h \cdot A \cdot \Delta T \quad (4.2)$$

Onde:

Q – calor transferido(W)

h – coeficiente de transferência de calor por condução ($W/m^2 K$)

A – área da troca térmica (m^2)

ΔT – gradiente de temperatura (K)

Em cada volume de controle ou nó utilizado na modelagem termo-hidráulica, considera-se a geração de calor no combustível, o transporte de calor por condução do cerne do combustível até a interface combustível-revestimento, o transporte de calor por condução na espessura do revestimento, o transporte de calor por convecção na interface revestimento-fluido refrigerante e o transporte de calor por convecção até a região central do fluido refrigerante.

Para o balanço de energia em um nó do volume de controle, é considera-se a geração de calor no mesmo, seu transporte até os limites do volume de controle e a influência no próximo nó. Por exemplo, para o balanço de energia em um nó do fluido refrigerante,

considera-se o transporte de calor gerado no cerne do combustível até a interface revestimento-fluido, mais o transporte até a região central do fluido.

Esse balanço segue o sentido de escoamento do fluido refrigerante: no caso do reator IEA-R1, o fluxo é descendente, o que significa que as maiores temperaturas do fluido estarão na parte inferior do núcleo.

A análise termo-hidráulica foi realizada para o elemento combustível que apresentou em suas distribuições axiais de densidade de potência os maiores valores, ou seja, o elemento considerado crítico.

No caso deste trabalho, o elemento analisado foi o EC 169, cuja densidade axial de densidade de potência é apresentada na Tabela 2 e são os maiores valores dentre os 24 elementos analisados.

Tabela 2 – Distribuição das densidades de potência na região ativa da placa lateral do elemento 169.

Altura (cm)	Densidade de Potência (W/cm ³) 50%	Densidade de Potência (W/cm ³) 60%	Densidade de Potência (W/cm ³) 70%	Densidade de Potência (W/cm ³) 100%
30,066	2,50E+00	2,96E+00	3,51E+00	4,94E+00
31,998	3,13E+00	3,73E+00	4,38E+00	6,15E+00
33,930	3,83E+00	4,58E+00	5,34E+00	7,50E+00
35,862	4,59E+00	5,50E+00	6,39E+00	8,96E+00
37,794	5,41E+00	6,48E+00	7,51E+00	1,05E+01
39,726	6,31E+00	7,54E+00	8,72E+00	1,22E+01
41,658	7,28E+00	8,69E+00	1,00E+01	1,41E+01
43,590	8,36E+00	9,95E+00	1,15E+01	1,61E+01
45,522	9,55E+00	1,13E+01	1,30E+01	1,82E+01
47,454	1,09E+01	1,29E+01	1,48E+01	2,07E+01
49,260	1,23E+01	1,45E+01	1,66E+01	2,32E+01
50,940	1,38E+01	1,62E+01	1,85E+01	2,59E+01
52,170	1,50E+01	1,76E+01	2,00E+01	2,80E+01

Altura (cm)	Densidade de Potência 50% (W/cm ³)	Densidade de Potência 60% (W/cm ³)	Densidade de Potência 70% (W/cm ³)	Densidade de Potência 100% (W/cm ³)
53,060	1,60E+01	1,86E+01	2,12E+01	2,97E+01
54,368	1,75E+01	2,03E+01	2,31E+01	3,24E+01
55,983	1,97E+01	2,27E+01	2,58E+01	3,61E+01
57,599	2,24E+01	2,55E+01	2,89E+01	4,04E+01
59,214	2,55E+01	2,88E+01	3,26E+01	4,56E+01
60,830	2,92E+01	3,27E+01	3,70E+01	5,17E+01
62,445	3,34E+01	3,73E+01	4,22E+01	5,89E+01
64,061	3,73E+01	4,24E+01	4,80E+01	6,70E+01
65,676	4,08E+01	4,73E+01	5,35E+01	7,46E+01
67,291	4,35E+01	5,13E+01	5,81E+01	8,10E+01
68,907	4,55E+01	5,45E+01	6,17E+01	8,59E+01
70,522	4,69E+01	5,68E+01	6,42E+01	8,95E+01
72,138	4,75E+01	5,82E+01	6,57E+01	9,16E+01
73,753	4,75E+01	5,86E+01	6,62E+01	9,22E+01
75,369	4,69E+01	5,82E+01	6,57E+01	9,15E+01
76,984	4,56E+01	5,69E+01	6,43E+01	8,95E+01
78,600	4,37E+01	5,48E+01	6,20E+01	8,63E+01
80,215	4,14E+01	5,20E+01	5,89E+01	8,20E+01
81,831	3,86E+01	4,86E+01	5,51E+01	7,68E+01
83,446	3,56E+01	4,47E+01	5,09E+01	7,09E+01
85,061	3,24E+01	4,06E+01	4,64E+01	6,47E+01
86,677	2,93E+01	3,67E+01	4,22E+01	5,88E+01
88,292	2,69E+01	3,34E+01	3,88E+01	5,42E+01

Para o início da análise termo-hidráulica, um dos dados de entrada é a distribuição de densidade de potência, que será utilizada para resolver o sistema de equações termo-hidráulicas do modelo MTRCR-IEAR1.

Outro dado de entrada é a vazão de fluido refrigerante em cada EC. Divide-se esse dado pelo número de canais do EC, determinando-se deste modo a vazão de água em cada canal. Ao se obter o primeiro perfil de temperatura na placa lateral do EC, o MTRCR-IEAR1 calcula também a velocidade de fluido refrigerante nos canais do EC – no caso do

volume de controle analisado por este modelo, a velocidade no canal lateral e em um dos canais centrais.

Primeiramente impõe-se a condição de velocidades iguais nos canais internos e externos do EC e obtém-se o perfil de temperatura na placa lateral, identificando-se a altura da placa que apresenta maior temperatura na superfície do revestimento. Essa condição não é fiel à realidade, pois sabe-se que a vazão no canal externo é 15% menor que nos canais internos [6].

Como a área do canal externo do EC é maior do que a área dos canais internos, a velocidade daquele é menor. Deste modo, para cada diferente concentração de urânio na placa lateral, varia-se a vazão de refrigerante no canal do EC num intervalo de 0,2 m³/h até 1,25 m³/h para se determinar a vazão mínima de refrigerante que garanta que a temperatura na superfície não atinja o limite de 95°C, minimizando a ocorrência de oxidação na placa lateral.

4.2 RESULTADOS TERMO-HIDRÁULICOS

Os resultados termo-hidráulicos são apresentados para vazão de 1,389 m³/h no canal externo, pois é a menor vazão em que o revestimento da placa lateral com a densidade de urânio a 100% apresenta temperatura abaixo do limite de 95°C, para a potência de 5MW.

A Figura 10 mostra a localização da região ativa da placa lateral e a posição da barra de controle, além da cota de 70 cm, que apresentou a maior temperatura nas simulações realizadas neste trabalho. Essa região será normalizada para a análise termo-hidráulica.

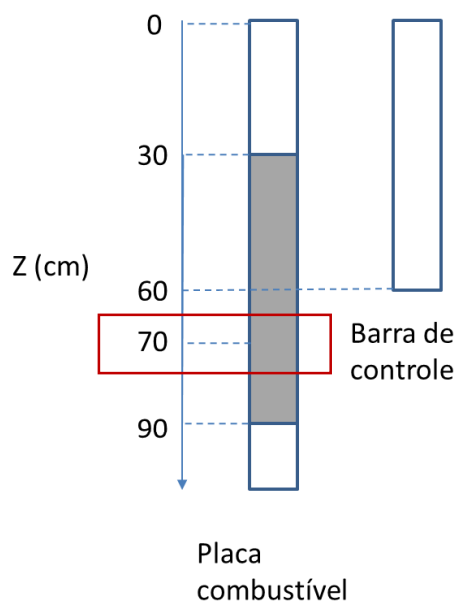


Figura 10 – Localização do ponto de maior temperatura na placa lateral

A Tabela 3 mostra a comparação das temperaturas obtidas no cerne do combustível do elemento 169 para as quatro simulações realizadas, sendo possível observar a redução de temperatura em função da diminuição de densidade de urânio.

Tabela 3 – Comparação das temperaturas no cerne do combustível para o elemento combustível 169.

Altura normalizada	$T_{100\%}(^{\circ}\text{C})$	$T_{70\%}(^{\circ}\text{C})$	$T_{60\%}(^{\circ}\text{C})$	$T_{50\%}(^{\circ}\text{C})$
0,05	49,82	47,64	46,98	46,15
0,10	51,36	48,77	47,98	46,99
0,15	53,69	50,49	49,50	48,28
0,20	56,41	52,48	51,28	49,77
0,25	59,83	55,00	53,52	51,66
0,30	64,97	58,80	56,90	54,52
0,35	75,60	66,66	63,89	60,41
0,40	82,58	71,88	68,56	64,38
0,45	88,03	76,00	72,26	67,54
0,50	92,63	79,51	75,42	70,27
0,55	96,09	82,18	77,85	72,38
0,60	98,58	84,15	79,65	73,96
0,65	99,83	85,20	80,63	74,85
0,70	100,1	85,51	80,95	75,19

Altura normalizada	T _{100%} (°C)	T _{70%} (°C)	T _{60%} (°C)	T _{50%} (°C)
0,75	99,15	84,92	80,47	74,85
0,80	97,29	83,64	79,37	73,98
0,85	94,41	81,60	77,59	72,53
0,90	90,97	79,12	75,42	70,74
0,95	87,84	76,87	73,44	69,12
1,00	87,94	77,01	73,60	69,30

Pode-se observar que na altura normalizada 0,70, que corresponde a uma cota de 70,82 cm do elemento combustível, obtém-se a maior temperatura neste elemento. Comparando-se essa região de temperatura com a distribuição do fluxo de nêutrons e densidade de potência do mesmo elemento, verifica-se que é a mesma em que há maior fluxo de nêutrons e maior densidade de potência, ou seja, o comportamento da temperatura segue o da densidade de potência.

A distribuição de fluxo de nêutrons, densidade de potência e conseqüentemente das temperaturas também obedece a posição dos elementos combustíveis em relação ao irradiador de berílio e dos refletores de grafite.

A Figura 11 permite visualizar melhor o comportamento das temperaturas no cerne do combustível das placas laterais para as diferentes porcentagens de densidade de urânio estudadas neste trabalho na altura normalizada de 0,70, correspondente à cota de 70,82 cm e confirma que a redução de temperatura é proporcional à redução da densidade de combustível.

A geração de calor que ocorre neste ponto corresponde à temperatura mais alta do modelo termo-hidráulico. A transferência de calor a partir deste ponto define as demais temperaturas.

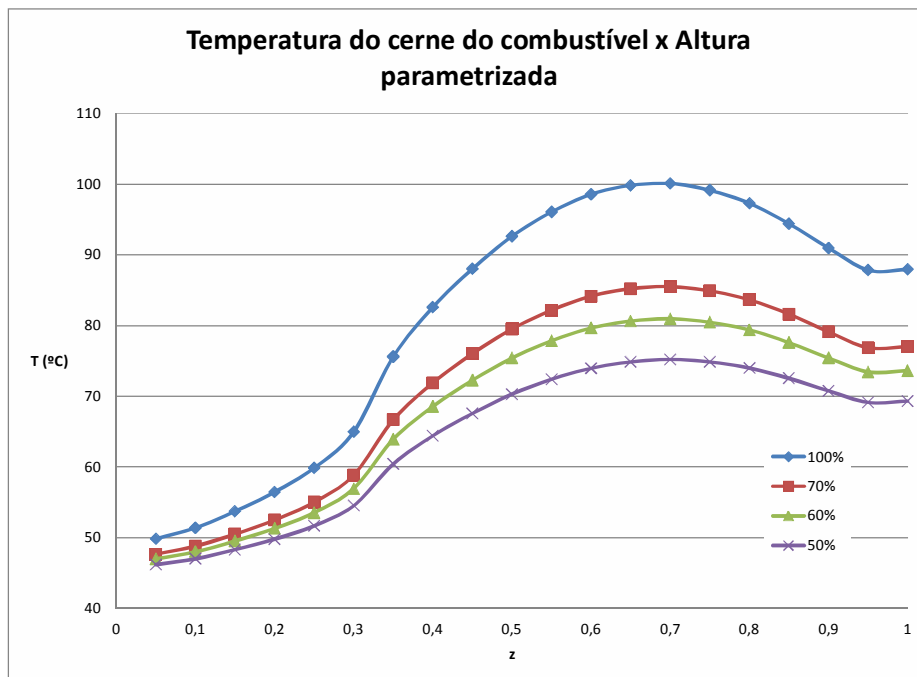


Figura 11 – Comparação das temperaturas do cerne do combustível em função da altura útil parametrizada do elemento combustível.

Na Figura 12 pode-se observar a influência da redução de urânio nas placas laterais na temperatura da superfície do revestimento do combustível: sem redução de concentração de urânio na placa lateral na altura normalizada de 0,70, a temperatura é de 94,80°C, valor muito próximo ao limite estabelecido de 95°C, o que aumenta a probabilidade de oxidação na placa lateral do EC.

Com as reduções de densidade de urânio, não se observa este comportamento, uma vez que as temperaturas no cerne do combustível já são menores que 90°C, consequentemente as temperaturas na superfície do revestimento estarão abaixo deste valor.

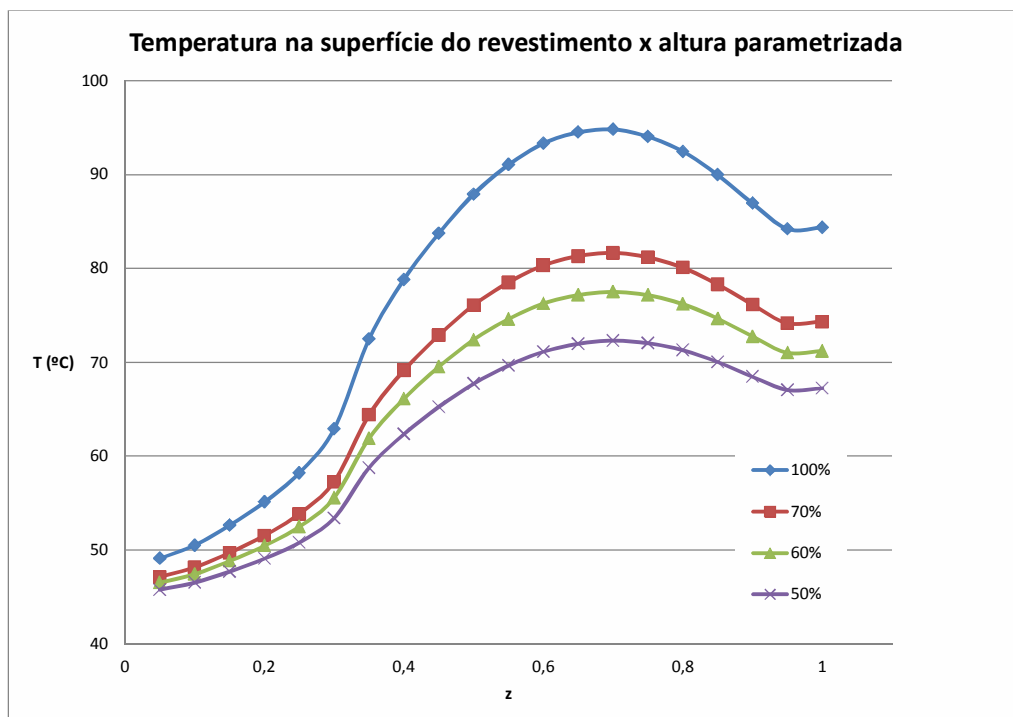


Figura 12 – Comparação das temperaturas na superfície do revestimento para o elemento 169.

O comportamento das temperaturas é exatamente o mesmo e o que muda entre as simulações são os valores obtidos, sendo que a diminuição de temperatura é maior quanto maior a redução da concentração de urânio presente na placa lateral do elemento.

Uma vez que a região considerada é a de maior temperatura e está abaixo do limite de temperatura estabelecido, não há risco de ocorrência de corrosão por temperatura excessiva no revestimento com as reduções de densidade de urânio nas placas laterais na vazão de $1,389 \text{ m}^3/\text{h}$.

A Tabela 4 mostra a distribuição axial de temperaturas do elemento 169 na interface revestimento-fluido refrigerante para as quatro simulações realizadas neste trabalho, a uma vazão de $1,389 \text{ m}^3/\text{h}$, que é a vazão mínima com a densidade de urânio na placa lateral sem alteração, ou seja, 100% da densidade, para que o revestimento não atinja o limite estabelecido de temperatura.

Tabela 4 – Comparação das temperaturas na superfície do revestimento do elemento

169.

Altura normalizada	T _{100%} (°C)	T _{70%} (°C)	T _{60%} (°C)	T _{50%} (°C)
0,05	49,10	47,12	46,52	45,77
0,10	50,51	48,16	47,44	46,54
0,15	52,63	49,72	48,83	47,71
0,20	55,11	51,55	50,45	49,08
0,25	58,22	53,84	52,49	50,81
0,30	62,88	57,29	55,56	53,40
0,35	72,48	64,40	61,90	58,75
0,40	78,79	69,13	66,13	62,35
0,45	83,72	72,87	69,50	65,23
0,50	87,89	76,07	72,38	67,72
0,55	91,04	78,51	74,60	69,65
0,60	93,32	80,32	76,25	71,11
0,65	94,50	81,31	77,18	71,95
0,70	94,80	81,65	77,52	72,30
0,75	94,03	81,17	77,14	72,03
0,80	92,44	80,08	76,20	71,29
0,85	89,95	78,30	74,65	70,03
0,90	86,94	76,13	72,74	68,46
0,95	84,21	74,16	71,01	67,04
1,00	84,36	74,33	71,19	67,23

A Tabela 4 permite verificar as reduções de temperatura na superfície do revestimento da placa lateral do elemento combustível com as reduções de densidade de potência, sendo que a maior redução ocorre com 50% da densidade de urânio na placa lateral.

As distribuições de densidade de potência obtidas na análise neutrônica já apontavam para este comportamento. A diferença mais significativa era entre a simulação sem alteração de densidade de combustível na placa lateral e a simulação com redução para 50% da densidade de urânio nesta placa. Esse resultado mostra uma melhora na operação do reator, pois a 100% da densidade de urânio na altura parametrizada de 0,70, a temperatura do revestimento está praticamente no limite de 95°C, enquanto na mesma posição com as reduções de quantidade de combustível a temperatura é bem

menor, chegando a 72,3°C com 50% de combustível, reduzindo assim a possibilidade de ocorrência de corrosão neste ponto do elemento combustível.

A Tabela 5 apresenta as temperaturas do fluido refrigerante para o canal considerado do elemento 169.

Tabela 5 – Comparação das temperaturas do fluido refrigerante para o elemento combustível 169.

Altura normalizada	T _{100%} (°C)	T _{70%} (°C)	T _{60%} (°C)	T _{50%} (°C)
0,05	42,18	42,16	42,15	42,14
0,10	42,40	42,34	42,32	42,30
0,15	42,66	42,57	42,54	42,50
0,20	42,99	42,84	42,80	42,74
0,25	43,40	43,19	43,13	43,05
0,30	43,92	43,63	43,55	43,44
0,35	44,70	44,30	44,18	44,03
0,40	45,65	45,11	44,95	44,74
0,45	46,73	46,03	45,82	45,55
0,50	47,91	47,04	46,77	46,44
0,55	49,17	48,11	47,78	47,38
0,60	50,47	49,22	48,84	48,36
0,65	51,79	50,34	49,90	49,35
0,70	53,09	51,45	50,95	50,33
0,75	54,33	52,51	51,96	51,27
0,80	55,50	53,52	52,91	52,16
0,85	56,57	54,43	53,78	52,96
0,90	57,52	55,24	54,55	53,68
0,95	58,36	55,96	55,23	54,32
1,00	59,18	56,67	55,90	54,95

A Tabela 6 apresenta uma variação de temperaturas da superfície do revestimento da placa combustível em função de diversas vazões menores que 1,389 m³/h, sendo possível determinar a vazão mínima de resfriamento para cada porcentagem de densidade de urânio na placa lateral do elemento 169.

Tabela 6 – Temperatura de revestimento em função das vazões

Vazão (m ³ /h)	T50%	T60%	T70%
0,200	92,49	100,9	107,5
0,317	86,64	94,22	100,2
0,433	84,13	91,30	96,95
0,550	82,01	88,82	94,20
0,667	80,16	86,67	91,81
0,783	78,52	84,77	89,70
0,900	77,07	83,08	87,82
1,017	75,76	81,55	86,12
1,133	74,57	80,16	84,58
1,250	73,48	78,90	83,17

Pela análise da Tabela 6, pode-se afirmar que para a concentração de 50% da densidade de urânio a temperatura do revestimento não atingirá o valor limite de temperatura para qualquer valor de vazão de fluido refrigerante. Já para as concentrações de 60% e 70%, as vazões mínimas de fluido refrigerante para que isso não ocorra são 0,315m³/h e 0,516m³/h, respectivamente.

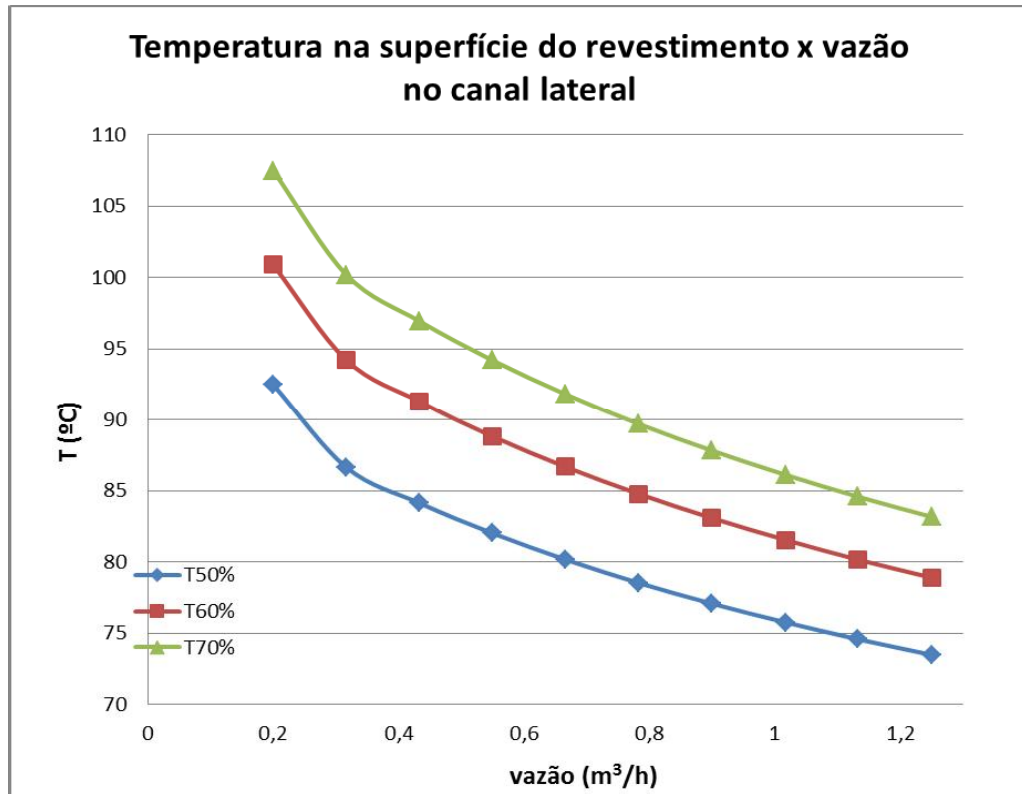


Figura 13 – Comparação da variação de temperatura na superfície do revestimento com a variação da vazão de fluido refrigerante no canal lateral

Pela Figura 13 podemos concluir que uma redução de 70% na concentração de urânio na placa lateral do EC já é suficiente para que a temperatura na superfície do revestimento esteja abaixo do limite de temperatura adotado para minimizar a oxidação na placa, além de haver menor perda de reatividade no núcleo do reator, conforme visto nos resultados neutrônicos. Porém, ao se diminuir a vazão de fluido refrigerante, este limite pode ser atingido. Por esse motivo, a redução de concentração de urânio na placa lateral mais recomendada é de 50%, mesmo com a necessidade de diminuir a duração do ciclo para troca dos ECs ao se atingir o limite recomendado pela AIEA de 50% de queima do combustível.

5 RESULTADOS E DISCUSSÃO

As simulações estudadas neste trabalho utilizaram as condições de operação descritas na introdução. Além disto, as condutividades térmicas do combustível U_3Si_2 e do revestimento foram consideradas constantes com a variação de temperatura.

Os resultados obtidos mostram que para uma redução da densidade de urânio nas placas laterais, há uma redução da temperatura do revestimento, embora não haja redução dos fluxos de nêutrons, tanto rápidos quanto térmicos. Essa diminuição, embora não seja linear, é proporcional à diminuição da quantidade de urânio presente na placa lateral do elemento combustível.

Como o núcleo do reator IEA-R1 é compacto e sua operação permite número limitado de posições para movimentação dos elementos combustíveis, a simulação de novas configurações do núcleo deve ser criteriosamente analisada, principalmente quando envolver novos tipos de combustível ou quando houver novos elementos combustíveis a serem inseridos no núcleo.

Na simulação com 100% de densidade de urânio, na cota de 73,75 cm do elemento 169, a maior temperatura obtida na superfície do revestimento é de $94,8^\circ\text{C}$ e no cerne do combustível é de $100,1^\circ\text{C}$, resultado de uma densidade de potência localizada de $92,2 \text{ W/cm}^3$ e com fluxo de nêutrons térmicos de $9,90\text{E}+13 \text{ n/cm}^2.\text{s}$.

Com a ocorrência de uma região do revestimento da placa lateral deste elemento com temperatura muito próxima do limite de 95°C , esse elemento foi considerado o pior caso e analisado neste trabalho, com três situações de redução de densidade de urânio na referida placa: 70%, 60% e 50% da densidade de urânio original, de $3,0 \text{ g U/cm}^3$. A densidade de potência média da placa lateral do elemento era de $92,2 \text{ W/cm}^3$ e com as

reduções da concentração de urânio, passou para $66,2 \text{ W/cm}^3$, $58,6 \text{ W/cm}^3$ e $47,5 \text{ W/cm}^3$, respectivamente.

Na simulação com 70% de densidade de urânio, na cota de 73,75 cm do mesmo elemento 169, a maior temperatura obtida na superfície do revestimento é de $81,65^\circ\text{C}$ e no cerne do combustível é de $85,51^\circ\text{C}$, resultado de uma densidade de potência localizada de $66,2 \text{ W/cm}^3$ e fluxo de nêutrons térmicos de $1,05\text{E}+14 \text{ n/cm}^2.\text{s}$.

Na simulação com 60% de densidade de urânio, na cota de 73,75 cm do mesmo elemento 169, a maior temperatura obtida na superfície do revestimento é de $77,52^\circ\text{C}$ e no cerne do combustível é de $80,95^\circ\text{C}$, resultado de uma densidade de potência localizada de $58,6 \text{ W/cm}^3$ e fluxo de nêutrons térmicos de $1,05\text{E}+14 \text{ n/cm}^2.\text{s}$.

Na simulação com 50% de densidade de urânio, na cota de 73,75 cm do mesmo elemento 169, a maior temperatura obtida na superfície do revestimento é de $72,30^\circ\text{C}$ e no cerne do combustível é de $75,19^\circ\text{C}$, resultado de uma densidade de potência localizada de $47,5 \text{ W/cm}^3$ e fluxo de nêutrons térmicos de $1,01\text{E}+14 \text{ n/cm}^2.\text{s}$.

O fator de multiplicação é um parâmetro neutrônico a ser avaliado com critério, uma vez que dele depende a operação segura do reator e o tempo do ciclo de queima do reator.

A redução da densidade de urânio também causa a diminuição da criticalidade do reator (k-efetivo), o que implica na redução do período de reabastecimento do reator e, conseqüentemente, um aumento no consumo de combustível para se gerar uma mesma potência. A Tabela 7 permite uma comparação da diminuição da potência da placa lateral e do valor do k-efetivo e a redução de queima do combustível em função da diminuição de densidade de urânio na placa lateral.

Tabela 7 - Comparação de redução de potência, da queima de combustível e do parâmetro k-efetivo em função da diminuição da concentração de urânio na placa lateral do EC do reator IEA-R1.

Concentração de urânio na placa lateral do EC	Potência na placa lateral	k-efetivo	Redução da queima
100%	-	1,00592	-
70%	71,7%	1,00285	2,3%
60%	63,1%	1,00190	2,5%
50%	52,4%	1,00166	3,0%

O EC 169 foi escolhido como pior caso em função de sua distribuição de densidade de potência da placa lateral apresentar os maiores valores, consequência de sua localização: próximo ao irradiador de berílio, em região mais central do núcleo e relativamente mais afastado dos refletores de grafite.

Considerando-se estes resultados e também o fato de que a vazão de fluido refrigerante no canal entre elementos não é garantida, por ser um canal aberto, a redução da densidade de urânio na placa lateral do elemento combustível é uma alternativa para evitar ou minimizar a ocorrência de oxidação nessa placa, pois há menor geração de calor e pode-se garantir seu resfriamento eficaz dentro dos limites de operação do reator.

Neste estudo, pela análise do canal externo considerado o pior caso, pode-se afirmar que a redução da densidade de urânio contribui para que a temperatura nas placas laterais do elemento combustível não atinja os valores limites onde há a ocorrência de oxidação nas referidas placas. Assim, garante-se o mesmo para os demais ECs, que apresentam distribuição de densidade de potência e de temperatura menor que o EC 169.

Com a análise de variação de vazões para as três reduções de densidade de urânio na placa lateral estudadas, determinou-se que a vazão mínima para 70% de densidade de combustível é de 0,55 m³/h e para 60% essa vazão é de 0,315 m³/h. Esses são os valores de vazão em que a temperatura no revestimento das placas não ultrapasse o limite de 95°C. Dentre as reduções estudadas, a que garante operação do reator sem atingir o limite de temperatura na superfície do revestimento é a de 50%, pois para qualquer vazão de fluido refrigerante no canal externo, a temperatura no revestimento da placa lateral estará abaixo do limite diminuindo a probabilidade de ocorrência de oxidação.

6 CONCLUSÃO E TRABALHOS FUTUROS

O objetivo do trabalho de estabelecer um estudo para verificação do impacto da redução de urânio nas placas laterais do elemento combustível foi alcançado e o exemplo utilizado para a definição deste procedimento ilustra a aplicação prática do mesmo.

Os parâmetros analisados dependem tanto da concentração de urânio presente nas placas quanto da localização do elemento combustível em relação ao irradiador de berílio e dos refletores de grafite.

A comparação das três situações estudadas mostra que a uma redução da quantidade de urânio, presente na placa combustível, corresponde uma redução na distribuição de densidade de potência e conseqüentemente na temperatura de revestimento destas placas, sem perdas significativas de reatividade do núcleo.

A redução da queima de combustível com a diminuição da concentração de urânio nas placas laterais dos ECs não é significativa, sendo da ordem de 3% para os três casos. Assim, para se determinar a porcentagem de redução da densidade de urânio mais adequada, de modo que a temperatura na placa lateral atinja o limite estabelecido, recorre-se à análise termo-hidráulica.

Recomenda-se a redução da concentração de urânio na placa lateral para 50% em relação às placas centrais, pois este valor atende tanto os requisitos neutrônicos quanto os termo-hidráulicos, ou seja, a reatividade do núcleo não é significativamente reduzida e garante-se o resfriamento adequado da placa lateral para qualquer vazão de fluido refrigerante sem atingir o limite de temperatura (95°C), a partir do qual há maior possibilidade de ocorrência de oxidação nas placas do EC.

Outros estudos decorrentes deste tipo de modificação no reator IEA-R1 podem ser:

Utilização de diferentes níveis de queima dos elementos combustíveis, uma vez que durante a operação, há condicionamento de elementos novos em regiões mais periféricas do núcleo e os elementos que estão há mais tempo no núcleo são transferidos para regiões mais próximas ao irradiador, onde há maior fluxo de nêutrons.

Estudos de modificação da placa matriz de modo a permitir maior vazão de fluido refrigerante nos canais entre elementos combustíveis, minimizando a ocorrência de corrosão causada por altas temperaturas nas placas laterais.

REFERÊNCIAS

1. T. Silva, L.A.A. Terremoto, J.E.R. Silva, C.T. Almeida, M.A. Damy, P.E. Umbehaun, M. Yamagushi, "Qualification program of research reactor fuels manufactured at IPEN-CNEN/SP", *Progress in Nuclear Energy* 50 (2008) 795-799.
2. BARTHEN, J., RHOENSTEIN W., TAVIV E.; *The Hammer Code System Technion*; Israel Institute of Technology, NP-565, 1978.
3. Fowler, T. B.; Vondy, D. R.; Cunningham, G. W. *Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION*. Oak Ridge, Tenn.: Oak Ridge National Laboratory, July 1971. (ORNL-TM-2496 Rev.2).
4. KLEIN S. A.; ALVARADO, F. L.; *EES Engineering Equation Solver for the Microsoft Windows operating system, version 4.334W*. Dec 1996. Middleton, WI: F-Chart Software, 1992.
5. Umbehaun, P. E., *Metodologia para análise termo-hidráulica de reatores de pesquisa tipo piscina com combustível tipo placa*, Dissertação de Mestrado, São Paulo, SP: INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES – IPEN-CNEN/SP, 2000
6. Umbehaun, P. E., Torres, W. E., Andrade, D. A.; *Análise termo-hidráulica das placas externas de um elemento combustível tipo placa utilizado no reator de pesquisas IEA-R1*, ENCIT 2004, ABCM, Rio de Janeiro, Dec 03, 2004.
7. Yamagushi, M., Umbehaun, P. E, *Estudo de Redução de Densidade de Urânio nas Placas Laterais dos Elementos Combustíveis do Reator IEA-R1*. Relatório Interno PSE.CENF.IEAR 1.036, RELT.001.00, Julho de 2002.
8. Umbehaun, P. E.; Bastos, J. L. F., *Análise termo-hidráulica do IEA-R1 a 5 MW*. São Paulo: INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES, Set 1996. (Relatório Interno PSI. IEAR 1.002, RELT.003.R002)
9. Woodruff, W. L.; *COBRA-3C/RERTR – A thermal-hydraulic subchannel code with low pressure capabilities and supplement*. [S.I.]: Argonne National Laboratory, 1983.
10. Obechain, C. F.; *PARET – A program for the analysis of reactor transients*. [S.I.]: Idaho National Engineering Laboratory, 1969 (IDO 17282).
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Safety assessment of research*

reactors and preparation of the safety analysis report. Viena: 1994. (IAEA – Safety Series n° 35-G1).

12. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Research reactor core conversion from the use of highly enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels guide book.* Viena: Aug 1980. (IAEA – TECDOC - 233).
13. MILLER, D. R.; *Critical velocities for collapse of reactor parallel plate fuel assemblies.* [S.l.: s.n.], Aug, 1958. (KAPL - 1954).
14. Bergles, A. E.; Rosenow, W. M.; The determination of forced-convection surface boiling heat transfers, *Transf. Of the ASME 86 (series C-J of Heat Transfer)*, p.365 – 375, Aug 1964.
15. LABUNTSOV, D. A.; Critical thermal loads in forced motion of water which is heated to a temperature below the saturation temperature. **Soviet Journal of Atomic Energy**, v. 10, n° 5, p.523 – 525, 1960.
16. MIRSHAK, S.; DURANT, W. D.; TOWELL, R. H.; Heat Transfer flux at burnout. [S. l.]: DuPont, Feb 1959 (DP 355).
17. CHAVEZ, J.C.; BARRERA, M; JIMENEZ, O.; LISBOA, J.; MARIN, J.; *LEU Fuel Fabrication Program for the RECH-1 Reactor*, INTERNATIONAL MEETING ON REDUCED ENRICHMENT FOR RESEARCH AND TEST REACTORS, Las Vegas, Oct 1-6, 2000.
18. Schreiner, P. And Krull, W.; The New Compact Core Design of the FRG-1. In: INTERNATIONAL MEETING ON REDUCED ENRICHMENT FOR RESEARCH AND TEST REACTORS, Budapeste, Oct 3-8, 1999.
19. Lamarsh, J. R.; Introduction to Nuclear, Reactor Theory, p.132-141, Wesley Publishing Company; 1972.
20. Duderstadt J., Hamilton L., Nuclear reactor analysis. John Wiley & Sons New York, 1976
21. El-Wakil, M. M.; Nuclear Power Engineering; p. 122-123 e p. 135, Mc Graw HillBook Company, 1962.

APÊNDICE A

Modelagem do reator IEA-R1 utilizada no código computacional CITATION para análise de parâmetros neutrônicos e obtenção de densidade de potência nas placas laterais do elemento combustível do reator IEA-R1.

Input do Citation

CITATION - HAMMER-TECHNION - IEA-R1 (24 EC'S + EIBE) - 2 GRUPOS - 3D.
PLACAS EXTERNAS COM 50% URANIO .

000

4

001

1 -1 -1

1 0 0 1 0 0 0 0 1 0 0 1 0 0

002

1 1 00 1

2.0

1 2 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1

0.0 35.41 1097.74 2160.07 3222.40 4284.73

5347.06 6409.39 7471.72 8534.05 9596.38 10658.7

11721.0 12783.4 13845.7 14908.3 15970.4 17032.7

18095.0

003

0 0 0 0 11 0 0 0 0 0 0 0 1

0.00001 0.0001

5.00 1.000

004

12 24.00 6 7.709 5 3.855 5 3.854 10 7.709 10 7.709

2 1.285 3 2.5695 3 2.5695 2 1.285 10 7.709 10 7.709

5 3.854 5 3.855 12 24.00

12 24.00 4 8.100 4 8.100 6 8.100 10 8.100 1 0.441

8 7.218 1 0.441 1 0.441 1 0.961 6 5.296 1 0.961

1 0.441 1 0.441 1 0.909 3 2.700 3 2.700 1 0.909

1 0.441 1 0.441 1 0.961 6 5.296 1 0.961 1 0.441

1 0.441 8 7.218 1 0.441 10 8.100 12 24.00

8 24.00 3 5.100 10 19.32 2 3.360 1 0.780 1 1.000

20 35.54 1 1.25 3 5.400 5 12.50 4 10.0

005

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- PISCINA ---

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1

1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- NUCLEO ATIVO 1 ---
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 1
 1 3 3 3 3 77 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 2 2 2 3 75 3 3 3 3 76 3 3 3 1
 1 2 2 2 31 33 35 35 35 35 37 39 3 3 1
 1 2 2 2 11 12 13 13 13 13 14 15 3 3 1
 1 2 2 2 32 34 36 36 36 36 38 40 3 3 1
 1 3 3 71 41 6 43 43 43 43 6 45 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 7 17 17 17 17 8 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 42 6 44 44 44 44 6 46 73 3 1
 1 3 3 3 47 49 4 4 4 4 51 53 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 5 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 5 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 48 50 4 4 4 4 52 54 3 3 1
 1 3 3 72 55 6 57 57 57 57 6 59 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 9 24 24 24 24 10 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 56 6 58 58 58 58 6 60 3 3 1
 1 3 3 3 61 63 65 65 65 65 67 69 3 3 1
 1 3 3 3 26 27 28 28 28 28 29 30 3 3 1
 1 3 3 3 62 64 66 66 66 66 68 70 3 3 1
 1 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- NUCLEO ATIVO 2 ---
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 1
 1 3 3 3 3 77 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 2 2 2 3 75 3 3 3 3 76 3 3 3 1
 1 2 2 2 31 33 35 35 35 35 37 39 3 3 1
 1 2 2 2 11 12 13 13 13 13 14 15 3 3 1
 1 2 2 2 32 34 36 36 36 36 38 40 3 3 1
 1 3 3 71 41 6 43 43 43 43 6 45 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 7 17 17 17 17 8 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 42 6 44 44 44 44 6 46 73 3 1
 1 3 3 3 47 49 4 4 4 4 51 53 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 5 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 5 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 48 50 4 4 4 4 52 54 3 3 1

1 3 3 72 55 6 57 57 57 57 6 59 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 9 24 24 24 24 10 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 56 6 58 58 58 58 6 60 3 3 1
 1 3 3 3 61 63 65 65 65 65 67 69 3 3 1
 1 3 3 3 26 27 28 28 28 28 29 30 3 3 1
 1 3 3 3 62 64 66 66 66 66 68 70 3 3 1
 1 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- NUCLEO ATIVO 3 ---
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 1
 1 3 3 3 3 77 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 2 2 2 3 75 3 3 3 3 76 3 3 3 1
 1 2 2 2 31 33 35 35 35 35 37 39 3 3 1
 1 2 2 2 11 12 13 13 13 13 14 15 3 3 1
 1 2 2 2 32 34 36 36 36 36 38 40 3 3 1
 1 3 3 71 41 6 43 43 43 43 6 45 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 7 17 17 17 17 8 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 42 6 44 44 44 44 6 46 73 3 1
 1 3 3 3 47 49 4 4 4 4 51 53 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 5 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 5 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 48 50 4 4 4 4 52 54 3 3 1
 1 3 3 72 55 6 57 57 57 57 6 59 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 9 24 24 24 24 10 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 56 6 58 58 58 58 6 60 3 3 1
 1 3 3 3 61 63 65 65 65 65 67 69 3 3 1
 1 3 3 3 26 27 28 28 28 28 29 30 3 3 1
 1 3 3 3 62 64 66 66 66 66 68 70 3 3 1
 1 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- NUCLEO ATIVO 4 ---
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 1
 1 3 3 3 3 77 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 2 2 2 3 75 3 3 3 3 76 3 3 3 1
 1 2 2 2 31 33 35 35 35 35 37 39 3 3 1
 1 2 2 2 11 12 13 13 13 13 14 15 3 3 1
 1 2 2 2 32 34 36 36 36 36 38 40 3 3 1
 1 3 3 71 41 6 43 43 43 43 6 45 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1

1 3 3 71 16 7 17 17 17 17 8 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 42 6 44 44 44 44 6 46 73 3 1
 1 3 3 3 47 49 4 4 4 4 51 53 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 5 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 5 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 48 50 4 4 4 4 52 54 3 3 1
 1 3 3 72 55 6 57 57 57 57 6 59 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 9 24 24 24 24 10 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 56 6 58 58 58 58 6 60 3 3 1
 1 3 3 3 61 63 65 65 65 65 67 69 3 3 1
 1 3 3 3 26 27 28 28 28 28 29 30 3 3 1
 1 3 3 3 62 64 66 66 66 66 68 70 3 3 1
 1 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- NUCLEO ATIVO 5 ---
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 3 3 1
 1 3 3 3 3 77 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 2 2 2 3 75 3 3 3 3 76 3 3 3 1
 1 2 2 2 31 33 35 35 35 35 37 39 3 3 1
 1 2 2 2 11 12 13 13 13 13 14 15 3 3 1
 1 2 2 2 32 34 36 36 36 36 38 40 3 3 1
 1 3 3 71 41 6 43 43 43 43 6 45 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 7 17 17 17 17 8 18 73 3 1
 1 3 3 71 16 6 17 17 17 17 6 18 73 3 1
 1 3 3 71 42 6 44 44 44 44 6 46 73 3 1
 1 3 3 3 47 49 4 4 4 4 51 53 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 5 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 5 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 19 20 4 4 4 4 21 22 3 3 1
 1 3 3 3 48 50 4 4 4 4 52 54 3 3 1
 1 3 3 72 55 6 57 57 57 57 6 59 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 9 24 24 24 24 10 25 3 3 1
 1 3 3 72 23 6 24 24 24 24 6 25 3 3 1
 1 3 3 72 56 6 58 58 58 58 6 60 3 3 1
 1 3 3 3 61 63 65 65 65 65 67 69 3 3 1
 1 3 3 3 26 27 28 28 28 28 29 30 3 3 1
 1 3 3 3 62 64 66 66 66 66 68 70 3 3 1
 1 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 --- PLACAS DE AL ---

020

1

81 1.0

2

82 1.0

3

83 1.0

4

97 1.0

5

85 1.0

6

86 1.0

7 30

10 1.4440-4 12 5.7456-4 23 2.1577-2 27 2.0800-2 33 1.2702-4 1 3.9320-2

31 70

10 7.2200-5 12 2.8728-4 23 2.9246-2 27 2.2039-2 33 1.2702-4 1 3.9320-2

71 77

84 1.0

78

92 1.0

79

93 1.0

80

94 1.0

81 84

96 1.0

999

APÊNDICE B

As Figuras de B1 a B8 apresentam as comparações dos fluxos de nêutrons térmicos e das densidades de potência obtidas nas simulações nas demais fileiras centrais e laterais do núcleo do reator IEA-R1.

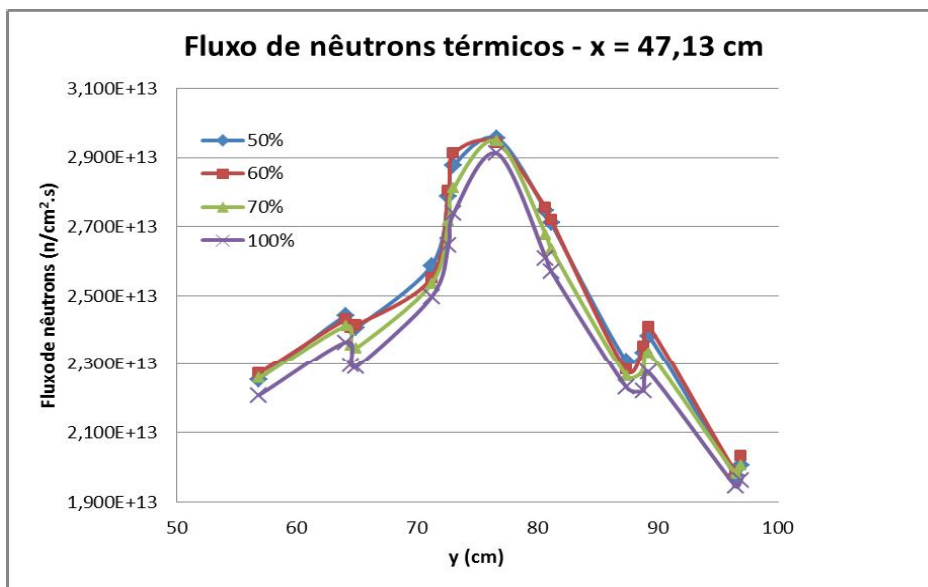


Figura B1 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos nas placas laterais para fileira de abscissa 47,13 cm do núcleo do reator.

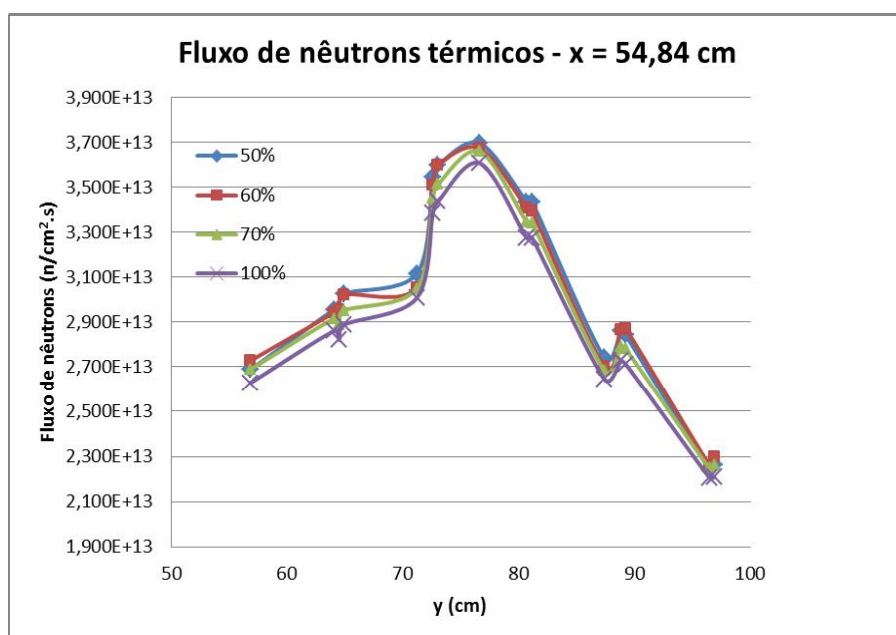


Figura B2 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos para fileira de abscissa 54,84 cm do núcleo do reator.

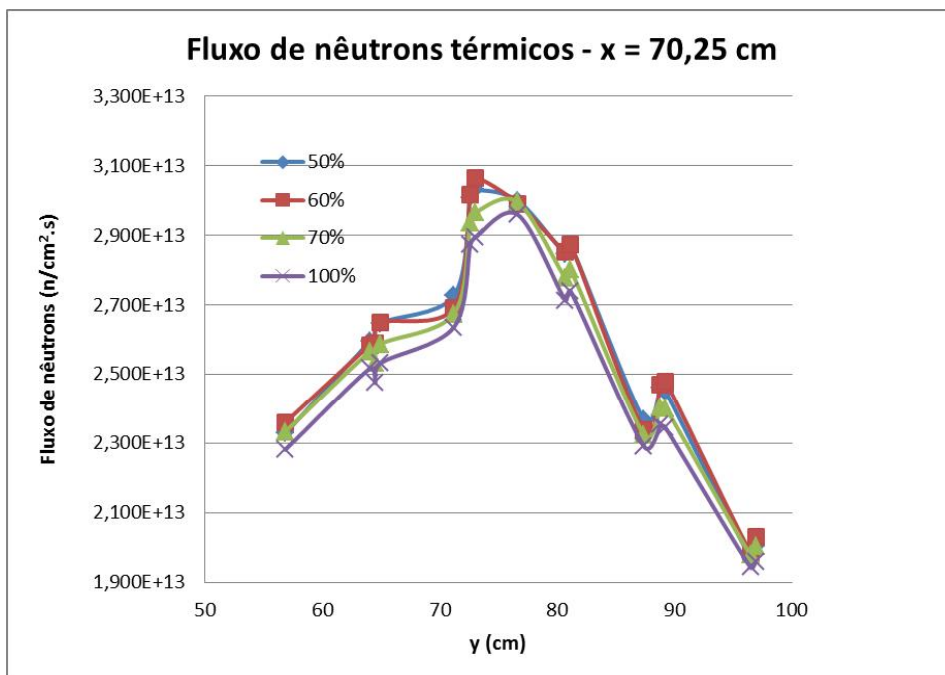


Figura B3 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos para fileira de abscissa 70,25 cm do núcleo do reator.

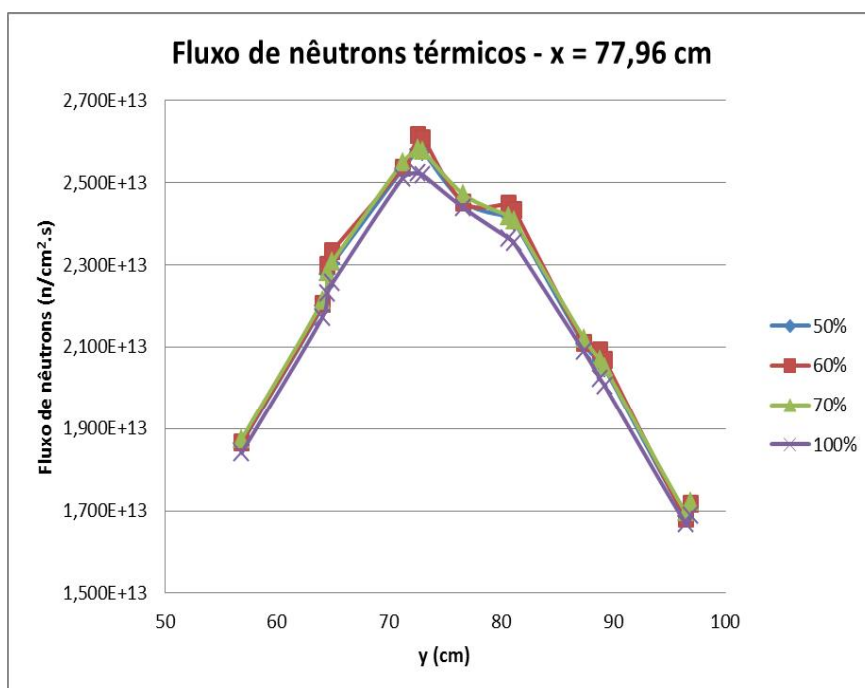


Figura B4 – Comparação dos fluxos de nêutrons térmicos para fileira de abscissa 77,96 cm do núcleo do reator.

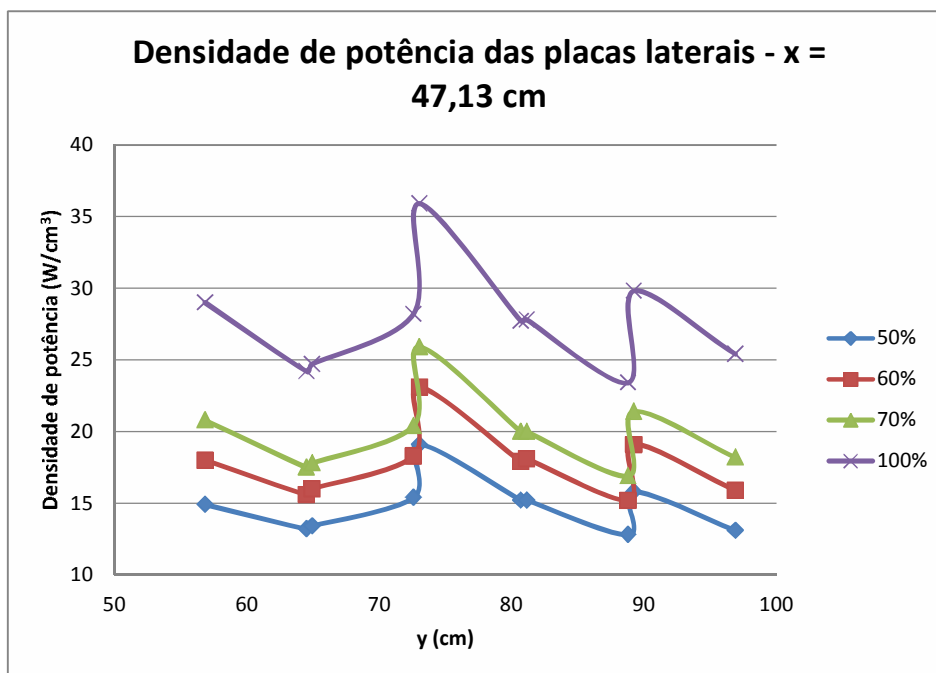


Figura B5 – Comparação das densidades de potência das placas laterais para fileira de abscissa 47,13 cm do núcleo do reator.

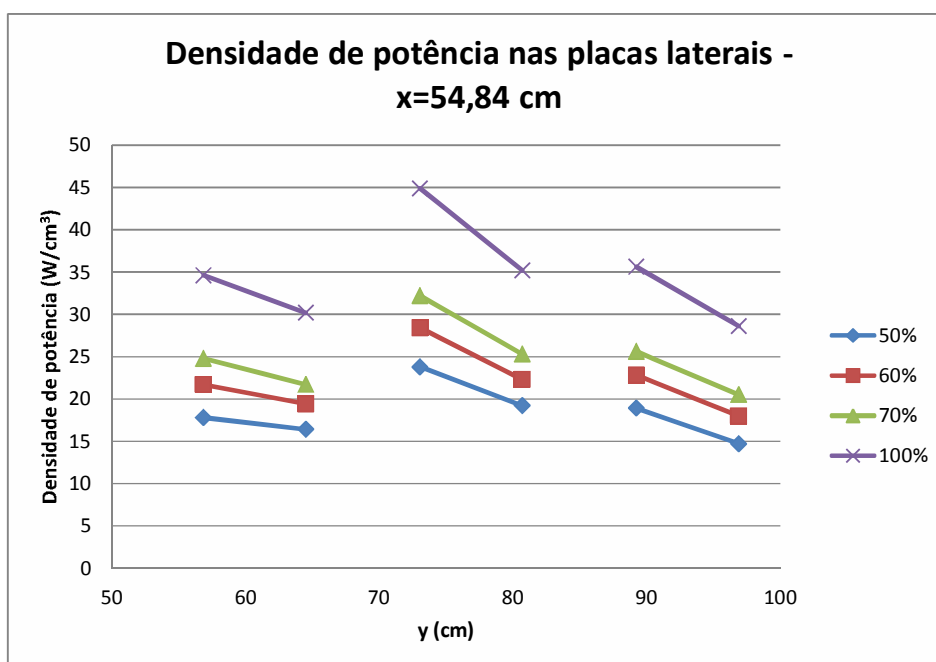


Figura B6 – Comparação das densidades de potência das placas laterais para fileira de abscissa 54,84 cm do núcleo do reator.

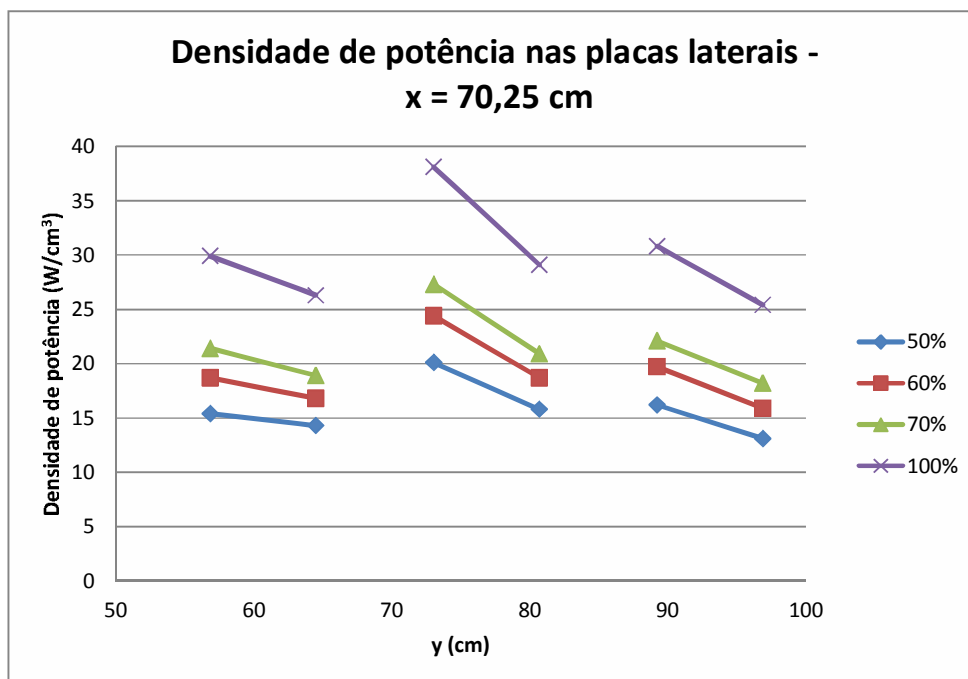


Figura B7 – Comparação das densidades de potência das placas laterais para fileira de abscissa 70,25 cm do núcleo do reator.

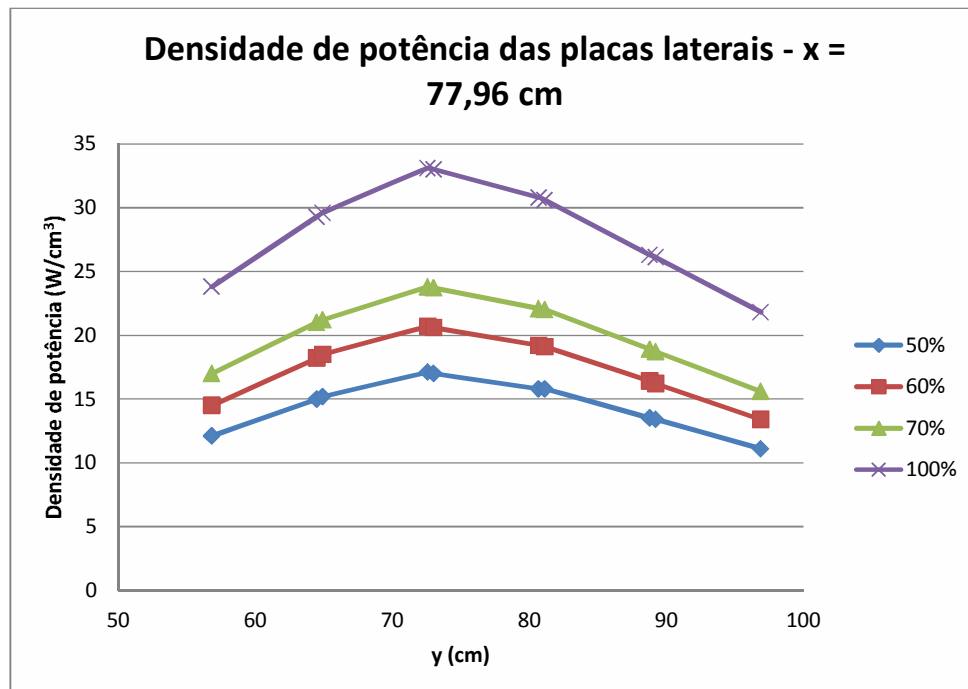


Figura B8 – Comparação das densidades de potência das placas laterais para fileira de abscissa 77,96 cm do núcleo do reator.

APÊNDICE C

Programa MTRCR-IEAR1, utilizado neste trabalho para avaliação de parâmetros termo-hidráulicos para análise do impacto de redução de densidade de urânio na placa lateral do elemento combustível do reator IEA-R1.

{MAXIMA TEMP. ENT. 42 C

hipoteses:

-regime permanente;

-

- }

{Definicao de algumas funcoes para facilitar na solucao}

{Funcao para calculo do Numero de Reynolds}

FUNCTION rey(m1;dh;mi1;ae)

rey:=m1*dh/(mi1*ae)

END

{Funcao para calculo do Numero de Prandtl}

FUNCTION prn(cp1;mi1;k1)

prn:=cp1*mi1/k1

END

{determinacao do coeficiente de pelicula}

FUNCTION h(k;dh;re;pr)

{ht:=0.023*(re**0.8*pr**0.4)*k/dh+(mi1/mip)*0}

ht:=0,027*(re**0,8*pr**0,33)*k/dh

hl:=8,235*k/dh {a verificar se necessario}

hlt:=((re-2000)*ht+(4000-re)*hl)/2000

if (re>4000) Then

 h:=ht

Else

 if (re<2000) Then

 h:=hl

 Else

 h:=hlt

 Endif

Endif

END

Fb=1,0} {referencia Umbehaun}

n=20 { número de volumes axiais}

```
{=====}
{=====Bloco principal de entrada =====}
{=====}
```

```

{vaz=15.5 {m3/h} {Vazão no elemento combustivel}}
fev=1,0{fator de erro na vazão}
vaz=1,389
vel1=vaz/ae1/3600
vaz7=19,5/3600          {m3/h vazao no canal entre elementos}
vaz1=vaz/3600
g=vaz1/ae*rho[1]/17
Tsat=114,02
te= 42,0 {42} {temperatura do refrigerante na entrada do canal C}

Nec=20 {No. de elem. comb. c/ 18 placas}
Nect=4 {No. de elem. controle c/ 12 placas}
Ntp = Nec*18 +Nect*12 {No. total de placas comb.}
Vtc = Ntp*vtp{ vol. total de comb. no núcleo}
POT=5,0
Pop= POT*Fb { Pot. de Operacao W}
{cor=1 { COR=1>>>> Bergles&Rohsenow; COR=0 >>>> Dittus & Boelter}}
f=1,0 {fatores de incerteza}

{=====}

{dados - canal/placa}
Hp=0,600 {altura da placa em m}

Lc=67,10e-3 {largura do Canal}
Lp=60,35e-3 {largura ativa da placa em m}
Ep=1,52e-3 {espessura total da placa m}
Ef=0,76e-3{espessura do fuel}
Er=0,38e-3{espessura do revestimento}
Ec=2,89e-3{espessura do canal em m}

{Dados dos canais entre elementos}

Ec1=4,47e-3{espessura do canal em m}
Lc1=67,10e-3 {largura do Canal}
ae1=Ec1*Lc1
Pm1=2*Ec1+2*Lc1
dh1=4*ae1/Pm1

DUPLICATE I=0;n-1
m[i+1]=vaz1*rho[i+1]
m7[i+1]=vaz7*rho[i+1]/17{ vazao massica por canal kg/s Div 17 p/ EC e por 13 p/ Ect}

END

P1=1,63 {pressão de operação }
ae=Lc*Ec {area de escoamento de um canal em m2}

Pm=2*(Ec+Lc){ perimetro molhado}
at=Hp*Lp {area de troca de cond. em m2}
atr=at/n
dh=4*ae/Pm {diametro hidraulico em m}

vtp=Ef*Lp*Hp {volume total de combustivel P/ 1 placa m3}
vtr=vtp/n
{vel=m/(rho[1]*ae)}

{propriedades fisicas no SI}

```

DUPLICATE l=0;n-1

```
rho[i+1]=DENSITY(Water;T=T1[i];P=P1) {densidade}
rho7[i+1]=DENSITY(Water;T=T7[i];P=P1)
cpa[i+1]=SPECHEAT(Water;T=T1[i];P=P1)*1000 {calor específico}
cpa7[i+1]=SPECHEAT(Water;T=T7[i];P=P1)*1000
ka[i+1]=CONDUCTIVITY(Water;T=T1[i];P=P1)
ka7[i+1]=CONDUCTIVITY(Water;T=T7[i];P=P1)
mi1[i+1]=VISCOSITY(Water;T=T1[i];P=P1)
mi2[i+1]=VISCOSITY(Water;T=T2[i+1];P=P1)
mi7[i+1]=VISCOSITY(Water;T=T7[i];P=P1)
mi6[i+1]=VISCOSITY(Water;T=T6[i+1];P=P1)
```

```
pr[i+1]=prn(cpa[i+1];mi1[i+1];ka[i+1])
re[i+1]=rey(m[i+1];dh1;mi1[i+1];ae1)
h[i+1]=h(ka[i+1];dh1;re[i+1];pr[i+1])
```

```
corr[i+1]=(mi1[i+1]/mi2[i+1])**0,14
{corr[i+1]=corr[i+1]**0.14}
{h[i+1]=h[i+1]*corr[i+1]}
```

```
pr7[i+1]=prn(cpa7[i+1];mi7[i+1];ka7[i+1])
re7[i+1]=rey(m7[i+1];dh;mi7[i+1];ae)
h7[i+1]=h(ka7[i+1];dh;re7[i+1];pr7[i+1])
```

```
corr7[i+1]=(mi7[i+1]/mi6[i+1])**0,14
```

END

```
kf=35,0 { W/m K}
Kr=180 { W/m K}
```

```
q=Pop*1e6/Vtc {Densidade de potencia w/m3}
```

DUPLICATE i=1;n

```
L[i]=i/n
u[i]=INTERPOLATE1('conf211.lkt';'q2';'Hp'; Hp=L[i])
Q[i]=q*Vtr*u[i]*f
```

END

```
pot2=SUM(Q[i];i=1;n)
```

{definicao das condutancias}

DUPLICATE l=0;N-1

```
gf[l+1]=m [i+1]*cpa[l+1]/2
gf1[l+1]= m7[i+1]*cpa7[l+1]
gf13[l+1]=m7[i+1]*cpa7[i+1]/2
gh[i+1]=atr*h[l+1]*corr[i+1]
gh7[i+1]=atr*h7[l+1]*corr7[i+1]
gh13[i+1]=atr*h7[l+1]*corr7[i+1]
END
```

```
gc=kf*atr*2/Ef
gr=Kr*atr/Er
```

```
{t2[0]=te}
t1[0]=te
t7[0]=te
t13[0]=te
```

{equacoes de balanço para regime permanente - Válidas para todo o domínio}

RED=1,0 {redução de potência na placa lateral}

DUPLICATE i=0;n-1

```
0=gf[l+1]*(t1[i]-t1[i+1])+gh[l+1]*(t2[i+1]-t1[i+1]) {1}
0=gh[i+1]*(t1[i+1]-t2[i+1])+gr*(t3[i+1]-t2[i+1]) {2}
0=gr*(t2[i+1]-t3[i+1])+gc*(t4[i+1]-t3[i+1]) {3}
0=gc*(t3[i+1]-t4[i+1])+gc*(t5[i+1]-t4[i+1]) +q[i+1]*RED {4}
0=gc*(t4[i+1]-t5[i+1])+gr*(t6[i+1]-t5[i+1]) {5}
0=gr*(t5[i+1]-t6[i+1])+gh7[i+1]*(t7[i+1]-t6[i+1]) {6}
0=gh7[i+1]*(t6[i+1]-t7[i+1])+gh7[i+1]*(t8[i+1]-t7[i+1])+gf1[l+1]*(t7[i]-t7[i+1]) {7}
0=gh7[i+1]*(t7[i+1]-t8[i+1])+gr*(t9[i+1]-t8[i+1]) {8}
0=gr*(t8[i+1]-t9[i+1])+gc*(t10[i+1]-t9[i+1]) {9}
0=gc*(t9[i+1]-t10[i+1])+gc*(t11[i+1]-t10[i+1])+q[i+1] {10}
0=gc*(t10[i+1]-t11[i+1])+gr*(t12[i+1]-t11[i+1]) {11}
0=gr*(t11[i+1]-t12[i+1])+gh13[i+1]*(t13[i+1]-t12[i+1]) {12}
0=gh13[i+1]*(t12[i+1]-t13[i+1])+gf13[i+1]*(t13[i]-t13[i+1]) {13}
END
```

{ Verificação do M Cp Dt - Balanço das potências}

delT=(t1[n]-t1[0])

Pot1= m[n/2]*cpa[n/2]*delT

Erro=abs(Pot1-Pot2)/pot2*100

{ Verificação dos Demais Parâmetros Termo-hidráulicos}

{ Temperatura de ONB

Correlação de Bergles and Rohsenow

$$\text{Tonb} = \text{Tsat} + 5/9 * (9.23 * q/p^{**1,156})^{**}(p^{**0.0234}/2.160)$$

onde:

Tsat - Temperatura de Saturação

p - pressão

q - fluxo local

}

DUPLICATE i=1;n

$$\text{Tonb}[i] = \text{Tsat} + 5/9 * (9.23 * (q[i]/10000/(2*atr)) / (p1^{**1,156}))^{**}((p1^{**0,0234})/2,16)^{*0,7}$$

END

Pc=221,2 {pressão crítica }

hlg=INTERPOLATE('conf211.lkt','h','pres';pres=p1)

{hlg=INTERPOLATE('conf198.lkt','h','pres',pres=p1)}

$$\text{teta} = 0,99531 * (p1^{**0,3333})^{**}((1-p1/pc)^{**}(4/3))$$

$$\text{vel} = (\text{vaz7})/17/\text{ae}$$

```

dtsub=tsat-t1[n]
pot3=sum(ql[i];i=1;n)
TM12=sum(T12[i];i=8;n)/12
{media=pot3/n}

media=pot3/n

{fluxo medio de calor}

fmc=Pop*1e6/(2*at*426)
DUPLICATE I=1;n
DTS[i]=Tsatsat-t1[n]

qc[i]=145,4*teta*((1+2,5*(vel*100)**2/teta)**0,25)*(1+15,1*cpa7[i]*DTS[n]/(hlg*p1**0,5))/10000
{LABUNTSOV}
ql[i]=q[i]/(2*atr*10000) {W/cm2}
MDNBR[i]=qc[i]/ql[i]
MI[i]=151*(1+0,1198*vel)*(1+0,00914*(Tsatsat-t7[n]))*(1+,19*p1) { OK com PARET}
cmi[i]=mi[i]/ql[i]
END

{INSTABILIDADE DE FLUXO}

CORRELAÇÃO DE

}
eta =25
dhe=4*ae/(2*Lp+2*ec)
R=1/(1+eta*(dhe/Hp))

DUPLICATE I=1;n
{qifc[i]=R**vel*100*dhe/(Hp)*(tsat-t1[1])*rho[1]/1000*cpa[1]/1000*1/4}

qifc[i]=vel*(Lp*ec)/(2*(Lp))/Hp*(tsat-t7[1])*rho[1]*cpa[1] {Paret Prop. no pto. 1}

{qifc[i]=R**vel*100*(Lc*ec)/(Lp*Hp)*(tsat-t1[1])*rho[1]/1000*cpa[1]/1000 {Paret Prop. no pto. 1}}
{qifc[i]=rho[1]/1000*cpa[1]/1000*(dhe/Hp*100)*0.25*R*(Tsatsat-te)*vel*100}
FIR[i]=qifc[i]/fmc{ql[i]/10000}{fmcmedia { paret dividir por media}}

END

{dhe=4*ae/(2*Lp+2*Ec)
R=1/(1+eta*(dhe/Hp))

DUPLICATE i=1,n

{qifc[i]=rho[i]/1000*cpa[i]*R*vel*100*(Tsatsat-t1[i])*(Lp*100*Lc*100)/(Lp*100*Hp*100)/10000}

}
Potencia=681,3/3600*rho7[10]*cpa7[10]*(T7[20]-T7[0])
Dpot=Potencia/8,47202e4/1,421

```