

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

Modelagem Computacional da Convecção Natural no Reator IEA-R1

FRANKLIN CÂNDIDO COSTA

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Tecnologia Nuclear - Reatores**

**Orientador:
Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade**

São Paulo

2025

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

Modelagem Computacional da Convecção Natural no Reator IEA-R1

Versão Corrigida

Versão original disponível no IPEN

FRANKLIN CÂNDIDO COSTA

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Tecnologia Nuclear - Reatores**

**Orientador:
Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade**

São Paulo

2025

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Como citar:

COSTA, F. C. ***Modelagem Computacional da Convecção Natural no Reator IEA-R1.*** 2025. 114 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/>> (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN, com os dados fornecidos pelo(a) autor(a).

Costa, Franklin Cândido

Modelagem Computacional da Convecção Natural no Reator IEA-R1. / Franklin Cândido; orientador Delvonei Alves de Andrade. São Paulo, 2025. 114 p.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2025.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Franklin Cândido Costa

Título: Modelagem Computacional da Convecção Natural no Reator IEA-R1

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em
Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para
obtenção do título de Mestre em Ciências.

Data: 27/08/ 2025

Banca Examinadora

Prof. Dr.: Delvonei Alves de Andrade

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Julgamento: Aprovado

Prof. Dr.: Gabriel Ângelo

Instituição: Fundação Educacional Inaciana Padre Sabóia De Medeiros (FEI)

Julgamento: Aprovado

Prof. Dr.: Walmir Maximo Torres

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (Externo)

Julgamento: Aprovado

AGRADECIMENTOS

Agradeço à Marinha do Brasil pela grande oportunidade de aprimorar meus estudos e de possibilitar expandir as fronteiras do conhecimento, especialmente, em uma área de seu grande interesse, reatores nucleares. Espero poder retribuir com os conhecimentos e técnicas adquiridas para alcançar seus objetivos na área nuclear.

Agradeço especialmente ao meu orientador, Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade, por todo suporte educacional prestado ao longo do mestrado. Seu apoio profissional e conhecimento acadêmico e científico foram essenciais para a realização desta dissertação. Sou ainda muito grato, também, pela sua amizade e companheirismo.

Agradeço à minha esposa, Fabrícia Natália Sales, pelo amor, companheirismo e apoio em todos os momentos ao meu lado. Sou extremamente grato à Deus por nossos caminhos terem se cruzado. Agradeço também aos meus pais, Gláucia Aparecida Oliveira Costa e Antônio Carlos da Costa, por todo carinho e suporte ao longo da vida.

Agradeço também meu orientador militar Capitão de Corveta (EN) Wagner Bruno Viana de França por todo o apoio durante este período.

Agradeço todo o apoio e suporte técnico prestados no desenvolvimento da dissertação e na produção de artigos científicos pelos pesquisadores do Laboratório de Termo-hidráulica, Dr. Pedro Ernesto Umbehaun e Dr. Walmir Maximo Torres. Ao Dr. Antônio Belchior Júnior, agradeço pelos ensinamentos transmitidos sobre o código *RELAP* que muito contribuiu com este trabalho.

Agradeço à banca examinadora desta dissertação pela disponibilidade e contribuição com seus comentários.

Agradeço aos pesquisadores e todos os amigos do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares pelos ensinamentos, pela amizade e os bons momentos compartilhados.

Finalmente, agradeço à Deus, por todas as oportunidades no meu caminho e por colocar à minha frente pessoas excepcionais, fraternas e de extremo caráter.

RESUMO

COSTA, F. C., **Modelagem Computacional da Convecção Natural no Reator IEA-R1**. 2025. 114 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

Este trabalho apresenta uma modelagem tridimensional da convecção natural no reator IEA-R1 utilizando-se o método de meios porosos com Dinâmica dos Fluidos Computacional (*CFD*). Dados experimentais de um transiente de parada de bomba foram utilizados para validação dos modelos. Este acidente foi escolhido devido à disponibilidade de dados experimentais de um teste realizado utilizando-se um Elemento Combustível Instrumentado. Duas técnicas de *CFD* foram utilizadas para modelar o acidente durante o procedimento de comparação com os resultados experimentais. Na primeira etapa, o transiente foi modelado por meio de um canal de combustível. Em seguida, um elemento combustível foi modelado utilizando a técnica de meios porosos com os dados obtidos na simulação de canal. Em ambos os casos, a queda de vazão no núcleo foi determinada com o código *RELAP5*. Na última etapa do trabalho, o modelo poroso do elemento combustível, *CFD*, foi utilizado para simular de forma integral o reator IEA-R1 em regime de convecção natural. As duas simulações transientes reproduziram satisfatoriamente os dados experimentais provenientes da literatura. Embora os modelos tenham respondido adequadamente em todo o transiente, observou-se que a temperatura de pico foi superestimada. O modelo de canal superestimou este pico em apenas 1,6°C e o modelo de meio poroso em 10,5°C. Apesar desta maior discrepância devido à simplificação do modelo, a técnica de meios porosos pode ser considerada viável e confiável para a simulação do núcleo de reatores nucleares de forma integral. O modelo integral do reator IEA-R1 em regime de convecção natural possibilitou analisar os perfis de velocidade e temperatura no reator e poderá ser utilizado para estudos futuros de acoplamento neutrônico e termo-hidráulico.

Palavras-chave: Reatores Nucleares, Convecção natural, *RELAP5*, *CFD*, Meios Porosos.

ABSTRACT

COSTA, F. C., **Computational Modelling of the Natural Convection in the IEA-R1 Reactor**. 2025. 114 p. Thesis (Master in Nuclear Technology) – Nuclear and Energy Research Institute – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

This work presents a three-dimensional modelling of natural convection in the IEA-R1 reactor using the porous media technique with Computational Fluids Dynamics (CFD). Experimental data from a primary pump trip accident were used to validate the models. This accident was selected due to the availability of experimental data from a test performed with an Instrumented Fuel Assembly. Two CFD techniques were used to model the accident to compare against experimental data. The first approach modeled the accident with a fuel channel analysis using a CFD tool. Subsequently, a full fuel element was modeled with the porous media technique with input data from the previous channel simulation. In both cases, the flow decay in the core was determined with RELAP5 code. In the final stage of the study, the porous model of the fuel element was applied to simulate the full IEA-R1 reactor during natural convection conditions. Both transient simulations accurately reproduced the experimental data reported in the literature. Although, the models responded well throughout the transient, the peak temperature was overestimated. The channel model overestimated this peak by only 1.6 °C, while the porous media model overestimated it by 10,5°C. Despite this larger discrepancy, attributed to the simplified nature of the model, the porous media technique was considered a reliable and feasible tool to simulate the reactor core in its complete form. The full porous model of the reactor during natural convection phase allowed to visualize temperature and velocity fields in the reactor. The model developed can be used to couple neutronic and thermal-hydraulics phenomenon in future studies.

Keywords: Nuclear Reactors, Natural Convection, Computational Fluid Dynamics, Porous Media Technique, RELAP5.

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: (a) <i>IRIS</i> (b) <i>NuScale</i>	15
Figura 2: Perspectiva do núcleo do reator IEA-R1.....	18
Figura 3: Representação geral do reator IEA-R1 e seu sistema de resfriamento	20
Figura 4: Elemento Combustível do IEA-R1(dimensões em mm).....	21
Figura 5: Distribuição radial de potência média genérica	22
Figura 6: Curva de calor de decaimento.....	23
Figura 7: Curva de desligamento da bomba do primário do IEA-R1	24
Figura 8: Elemento Combustível Instrumentado (ECI-208)	26
Figura 9: Temperatura do ECI-208 durante teste de <i>SLOFA</i>	27
Figura 10: Temperatura do fluido na parte superior e inferior do ECI-208	28
Figura 11: Configuração do núcleo durante experimento de <i>SLOFA</i>	29
Figura 12: Distribuição axial de potência normalizada do ECI-208	29
Figura 13: Nodalização da planta AP1000	32
Figura 14: Modelo em <i>CFD</i> do núcleo de um reator.....	33
Figura 15: Processo de discretização espacial.....	37
Figura 16:Volume de controle em um meio poroso	40
Figura 17: Regiões do escoamento próximo a parede	41
Figura 18: Metodologia desta dissertação.....	46
Figura 19: Nodalização do IEA-R1	48
Figura 20: Domínio Computacional	51
Figura 21: Condições de Contorno Regime Permanente e Transiente (Curva de Vazão).....	53
Figura 22: Condições de Contorno em Regime Transiente (Curva de Pressão).....	54

Figura 23: Número de elementos nos domínios sólidos	55
Figura 24: Malhas iniciais do fluido próximo as paredes (Vista transversal ao escoamento).....	56
Figura 25: Temperatura Máxima do Revestimento para diferentes malhas	57
Figura 26: Temperatura Média do Fluido na saída para diferentes malhas	57
Figura 27: Perfil de velocidade (malhas iniciais)	58
Figura 28: Malhas finais (modelo de canal)	59
Figura 29: Perfil de velocidade (malhas finais)	60
Figura 30: Domínio computacional do modelo de canal com entrada e saída.	62
Figura 31: Domínio computacional do elemento combustível	63
Figura 32: Queda de pressão no canal combustível.....	64
Figura 33: Queda de pressão por comprimento no canal combustível (dado de entrada)	64
Figura 34: Coeficiente convectivo médio ponderado pela área ao longo da placa.....	65
Figura 35: Condições de contorno do elemento combustível.....	66
Figura 36: Malha do elemento combustível	67
Figura 37: Perfil de velocidade na saída do cone do elemento combustível	68
Figura 38: (a) Núcleo e Piscina (b) Modelo do núcleo do IEA-R1 e condições de contorno	70
Figura 39: Malha computacional no núcleo.....	70
Figura 40: Curva de vazão no ECI-208 (RELAP x Experimental)	72
Figura 41: Temperatura do fluido no ECI-208 (RELAP x Experimental)	73
Figura 42: Comparação de temperaturas no revestimento (<i>RELAP</i> x Experimental)	74
Figura 43: Comparação de temperaturas no revestimento (CFD x Experimental).....	75
Figura 44: Temperatura no revestimento.....	76
Figura 45: Temperatura do fluido no ECI-208 (CFD x Experimental)	76

Figura 46: Temperatura do fluido na parte superior e inferior com o novo modelo	77
Figura 47: Temperatura na parte inferior e superior do elemento combustível.....	79
Figura 48: Temperatura do fluido no elemento combustível.....	79
Figura 49: Temperatura do fluido no ECI-208 (<i>CFD</i> x <i>RELAP</i> x Experimental).....	80
Figura 50: Comparação de temperaturas no revestimento (T3) (<i>CFD</i> x <i>RELAP</i> x Experimental)	81
Figura 51: Comparação de temperaturas no revestimento (T6) (<i>CFD</i> x <i>RELAP</i> x Experimental)	81
Figura 52: Comparação de temperaturas no revestimento (T10) (<i>CFD</i> x <i>RELAP</i> x Experimental).....	82
Figura 53: Perfil de temperatura e velocidade no núcleo e piscina do IEA-R1 (3,5 MW).....	83
Figura 54: Vetores de velocidade na parte inferior do núcleo (3,5 MW)	83
Figura 55: Perfil de temperatura e velocidade no núcleo e piscina do IEA-R1 (5 MW).....	85
Figura 56: Perfil de temperatura nos elementos combustíveis (5 MW)	85
Figura 57: Vetores velocidade na parte superior da piscina (5 MW)	86
Figura 58: Vetores velocidade ao redor do núcleo (5 MW)	86
Figura 59: Medidas de pressão no elemento de teste (Reator McMaster).....	94
Figura 60: Dimensões do canal do elemento combustível experimental (Reator McMaster).....	95
Figura 61: Queda de pressão no canal combustível (Numérico x Experimental).....	95
Figura 62: Nodalização do reator IEA-R1 no RELAP5	96

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Principais parâmetros de projeto do IEA-R1	19
Tabela 2: Comparaçao entre potênci a calculada e medida para o ECI (ou EIC-208)	30
Tabela 3: Componentes do código <i>RELAP5</i>	36
Tabela 4: Propriedades do revestimento (Al) e do cerne (U_3Si_2 -Al)	50
Tabela 5: Dimensões do domínio Computacional (em mm)	51
Tabela 6: Número de elementos no domínio fluido (malhas iniciais)	56
Tabela 7: Número de elementos no domínio fluido (malhas finais).....	58
Tabela 8: Parâmetros numéricos.....	61
Tabela 9: Tamanho dos elementos de malha	67
Tabela 10: Resultado do RELAP5 com o reator à 3,5 MW térmicos.....	71

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	14
2	OBJETIVOS.....	17
3	REVISÃO DA LITERATURA	18
3.1	Reator Nuclear de Pesquisas IEA-R1.....	18
3.1.1	Distribuição radial de potência.....	22
3.1.2	Curva de calor de decaimento	22
3.1.3	Curva de Desligamento da Bomba do Primário.....	23
3.1.4	Meio de Resfriamento do calor residual	24
3.1.5	Acidentes Previstos no IEA-R1	24
3.1.6	Dados Experimentais (Benchmark)	25
3.1.7	Configuração do núcleo durante o teste de SLOFA.....	28
3.1.8	Perfil axial de potência no ECI-208	29
3.2	Convecção Natural	31
3.3	Termo-hidráulica de reatores	31
3.4	RELAP5	34
3.5	Dinâmica dos Fluidos Computacional.....	37
3.5.1	Modelos de Turbulência.....	38
3.5.2	Método de Meio Poroso	39
3.5.3	Tratamento de parede	40
3.6	Verificação e Validação	42
3.7	Estado da Arte	43
4	METODOLOGIA	46
4.1	Determinação da queda de vazão no núcleo	47
4.1.1	Propriedades dos materiais (combustível e revestimento)	49

4.2	Escolha do Código Computacional de CFD.....	50
4.3	Método de Canal Combustível (Modelo convencional de CFD).....	50
4.3.1	Domínio Computacional	51
4.3.3	Condições de Contorno	52
4.3.4	Discretização Espacial (Malha).....	54
4.3.5	Discretização temporal (Passo no tempo)	60
4.3.6	Parâmetros numéricos	61
4.3.7	Propriedades dos materiais.....	61
4.3.8	Modelo de Convecção Natural.....	61
4.3.9	Estudo do efeito de entrada no modelo de canal.....	62
4.4	Modelo Poroso (Elemento combustível).....	63
4.4.1	Condições de Contorno	66
4.4.2	Discretização Espacial e Temporal	66
4.4.3	Propriedades dos materiais.....	68
4.5	Modelo do Núcleo em regime de convecção natural	69
4.5.1	Discretização espacial	69
4.6	Recursos Computacionais	70
5	RESULTADOS.....	71
5.1	Modelo do reator IEA-R1 com RELAP5	71
5.2	Modelo de canal.....	74
5.2.1	Análise do efeito de entrada	77
5.3	Modelo poroso	77
5.4	Comparação entre modelos	80
5.5	Modelo do Núcleo em regime de convecção natural (3,5 MW).....	82
5.6	Modelo do Núcleo em regime de convecção natural (5 MW).....	84
6	CONCLUSÕES	87

7	TRABALHOS FUTUROS.....	89
8	REFERÊNCIAS	90
9	ANEXO A – Validação da perda de carga no modelo de canal.....	94
10	ANEXO B – Arquivo de entrada da ferramenta RELAP5	96

1 INTRODUÇÃO

A convecção natural é um fenômeno físico que ocorre quando forças de campo atuam em um meio fluido onde há gradientes de densidade. Este gradiente, causado por uma diferença de temperatura, promove empuxo e induz o escoamento do fluido de forma passiva. Ou seja, ela acontece independentemente de qualquer sistema mecânico ou elétrico para seu funcionamento, como bombas ou motores.

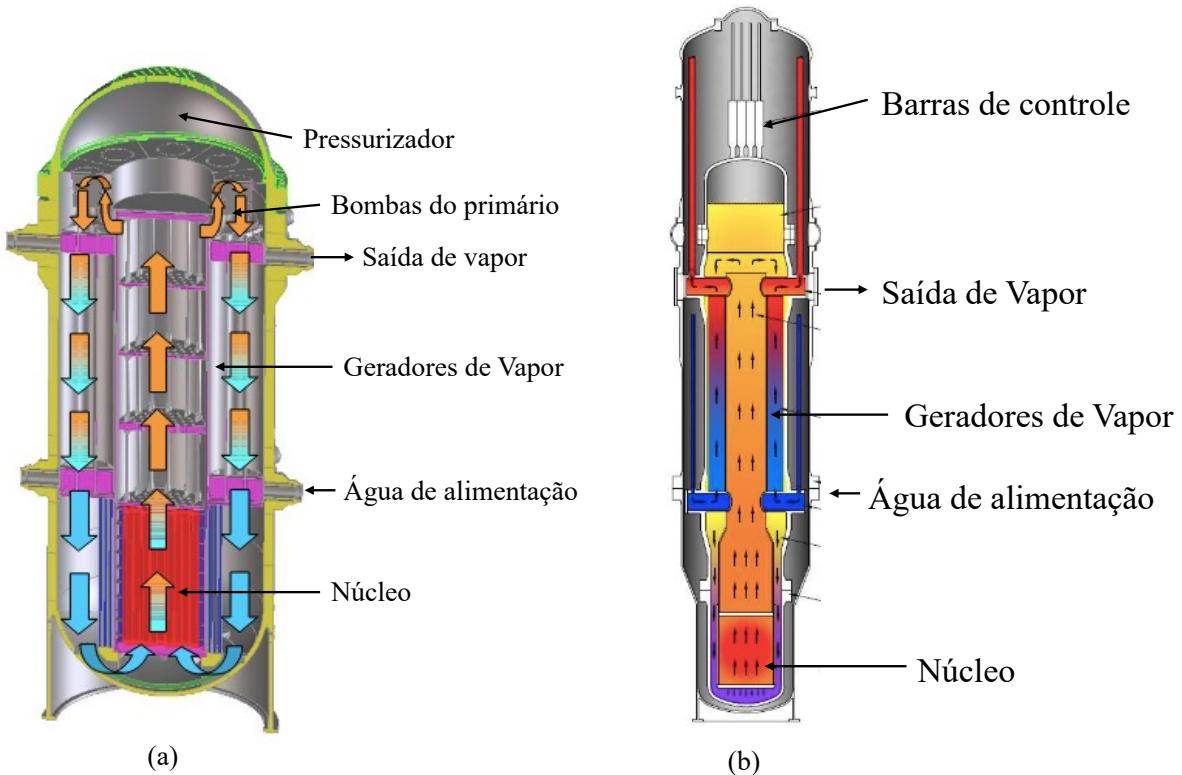
Por ser um fenômeno passivo, a convecção natural é um fator chave na remoção de calor em reatores nucleares. É comum que seja utilizado como principal meio de refrigeração de reatores após o desligamento das bombas do circuito primário (Jose Reyes, 2005). Um exemplo deste tipo de reator é o *International Reactor Innovative and Secure (IRIS)* (Carelli et al., 2003). O *IRIS* é um Pequeno Reator Modular (*Small Modular Reactor - SMR*) que possui um projeto inovador e compacto, baseado em sistemas passivos de segurança. Os Geradores de Vapor são instalados em um vaso de pressão juntamente com o núcleo ativo. O objetivo deste arranjo é facilitar a convecção natural caso ocorra um transiente de parada de bomba do primário (Ingersoll, 2009). Dentro deste vaso, devido a diferença de densidade entre a água presente no núcleo ativo (região inferior) e nos geradores de vapor (região superior) é estabelecido um regime de convecção natural conforme o padrão de escoamento mostrado na Figura 1(a).

Em alguns *SMRs*, a convecção natural funciona como principal meio de remoção de calor do núcleo mesmo em condição de operação normal, como é o caso do *NuScale*. O *NuScale* também possui geradores de vapor integrados no vaso de pressão acima do núcleo, Figura 1(b).

Além disso, a convecção natural desempenha papel fundamental nos reatores nucleares de pesquisa, a função fundamental de segurança nuclear de remoção de calor residual. É requisito de projeto que estes reatores sejam refrigerados por convecção natural (Couturier; Yéhia; Grolleau, 2019).

Como um exemplo, no reator nuclear de pesquisa IEA-R1, localizado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), os elementos combustíveis são refrigerados por meio de convecção natural após o seu desligamento. Neste caso, a convecção natural é estabelecida após a abertura de uma válvula que fica localizada na parte inferior do núcleo. Após a queda da válvula por ação da gravidade, o núcleo fica completamente aberto para a piscina. Assim, é possível que a água fria da piscina entre em sua parte inferior, promovendo a retirada do calor de decaimento dos produtos de fissão.

Figura 1: (a) IRIS (b) NuScale



Fonte: (a) (Carelli et al., 2003) (b) (Ingersoll et al., 2014).

Consequentemente, métodos numéricos capazes de prever este fenômeno físico são de extrema relevância. Os métodos tradicionais, como os códigos termo-hidráulicos unidimensionais como o *RELAP* (Siefken et al., 1995) possuem limitações na previsão de escoamentos no núcleo devido à sua natureza tridimensional (Salama, 2011). Esses códigos exigem ainda dados de entrada precisos, como a perda de carga em determinado trecho do núcleo. Assim, eles podem falhar na modelagem de fenômenos complexos, como inversão do escoamento no núcleo do reator IEA-R1, de descendente para ascendente. Esse fenômeno ocorre após o desligamento do reator devido ao calor residual dos produtos de fissão. Este complexo fenômeno muitas vezes não é capturado pelos códigos de sistemas unidimensionais (Hainoun et al., 2014). Conforme destacado na literatura (D'Auria, 2017), os códigos unidimensionais também apresentam limitações em escoamentos de baixa velocidade, como em regime de convecção natural, devido aos efeitos do campo de velocidade tridimensional com possíveis recirculações em alguns pontos.

Por outro lado, a Dinâmica dos Fluidos Computacional (*Computational Fluid Dynamics - CFD*) mostra-se altamente promissora quanto ao propósito de capturar a natureza tridimensional da convecção natural (Salama; El-Morshedy, 2011). Na indústria nuclear, o

método *CFD* tem sido usado para estudar escoamentos monofásicos e bifásicos, bem como no acoplamento de fenômenos físicos, como termo-hidráulica e neutrônica (Wang et al., 2021). Sua eficácia também é reconhecida em análises de segurança nuclear (IAEA, 2003). Por outro lado, os recursos computacionais disponíveis podem limitar o uso de *CFD*, sendo adotado como uma alternativa possível para modelagem do núcleo completo de reatores nucleares. O método de Meio Poroso destaca-se por apresentar uma boa relação entre custo computacional e acurácia, sendo adotado para modelagem do núcleo de reatores nucleares. Entretanto, há escassez de dados na literatura sobre a acurácia deste método na modelagem de escoamentos governados pela convecção natural.

Portanto, a metodologia desenvolvida neste trabalho pode contribuir para se obter resultados mais precisos sobre a convecção natural dentro do núcleo de reatores nucleares refrigerados à água.

Além disso, a busca por sistemas passivos de segurança é essencial à medida que se deseja aumentar a segurança intrínseca das plantas nucleares. Dado que a convecção natural é um dos principais meios de remoção de calor de forma passiva, a correta modelagem deste fenômeno é vital para o projeto de reatores mais seguros.

2 OBJETIVOS

O objetivo deste trabalho foi criar uma modelagem tridimensional para representar o fenômeno da convecção natural no reator IEA-R1 utilizando um modelo de meio poroso com o código de *CFD Ansys CFX*®.

Os objetivos específicos para atingir esse resultado foram:

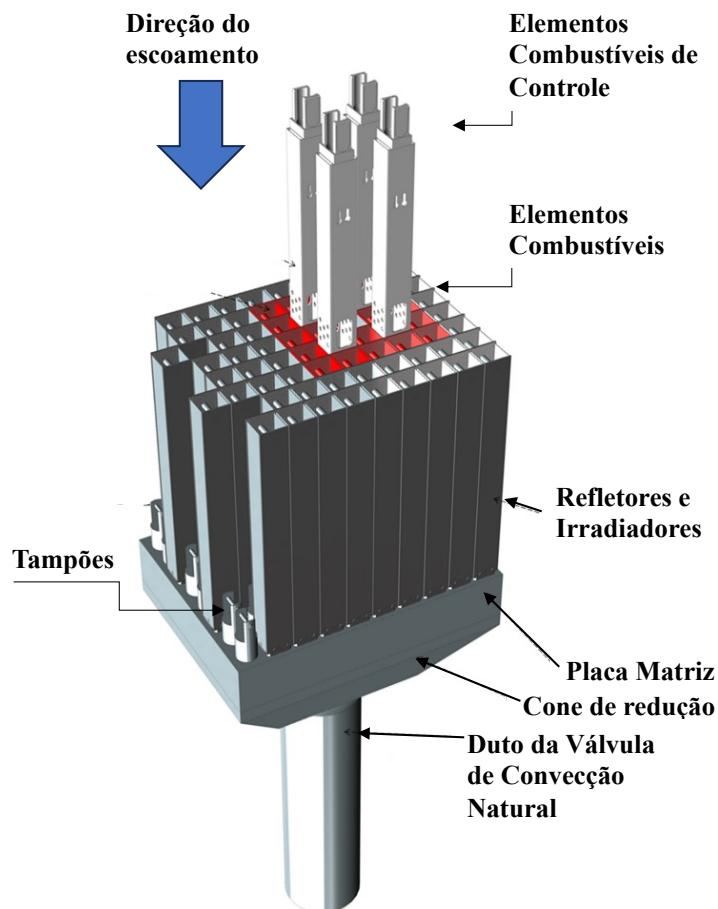
- a) Realizar simulações de um transiente de parada de bomba com o método de canal combustível para se obter dados de perda de carga e de transferência de calor no elemento combustível e comparar com os resultados experimentais;
- b) Realizar simulações do mesmo transiente com o modelo poroso representando um elemento combustível e comparar os resultados com os dados experimentais; e,
- c) Desenvolver um modelo em meio poroso do reator de pesquisa IEA-R1 para estudar a convecção natural após seu desligamento.

3 REVISÃO DA LITERATURA

3.1 Reator Nuclear de Pesquisas IEA-R1

O IEA-R1 é um reator nuclear de pesquisa do tipo piscina aberta com combustível do tipo placas planas e paralelas. Seu núcleo é constituído por 20 elementos combustíveis e 4 elementos de controle com duas placas absorvedoras de nêutrons cada, compostos por uma liga de Cádmio-Índio-Prata, dispostos em uma configuração 5x5. O elemento irradiador é feito de berílio e disposto no centro do núcleo (IPEN, 1998b). Uma vista simplificada do núcleo é mostrada na Figura 2. Algumas características de funcionamento do IEA-R1 são apresentadas na Tabela 1.

Figura 2: Perspectiva do núcleo do reator IEA-R1



Fonte: Adaptado de Scuro (2019).

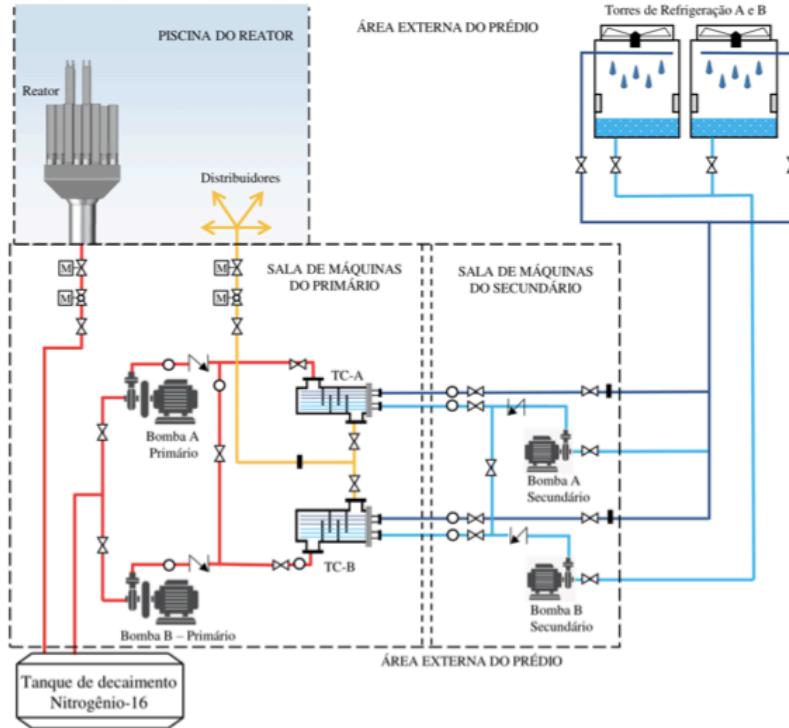
Tabela 1: Principais parâmetros de projeto do IEA-R1

Parâmetro	Dado
Potência	5 MW
Grau de enriquecimento	<19,75 %
Tipo de combustível	U ₃ Si ₂ -Al
Max. Temperatura de Entrada no núcleo	40 °C
Aumento de Temperatura no Núcleo	5,8 °C
Vazão do Refrigerante	772 m ³ /h
Vazão do Refrigerante em um elemento	22,8 m ³ /h
Perda de Carga em um elemento	7835 Pa
Limite de Temperatura Máxima do Revestimento	95 °C
Altura ativa do combustível	600 mm

Fonte: Adaptado de Umbehaun et al. (2015).

O sistema de resfriamento do IEA-R1 é composto pelo circuito primário e pelo secundário, conforme apresentado na Figura 3. O circuito primário possui duas bombas de circulação e um tanque de decaimento para o isótopo N¹⁶. O circuito secundário possui também duas bombas de circulação e duas torres de resfriamento. Os dois circuitos trocam calor por meio de dois trocadores de calor comum a ambos circuitos. Em cada circuito sempre há um equipamento em funcionamento e outro pronto para entrar em operação caso haja falha de algum componente.

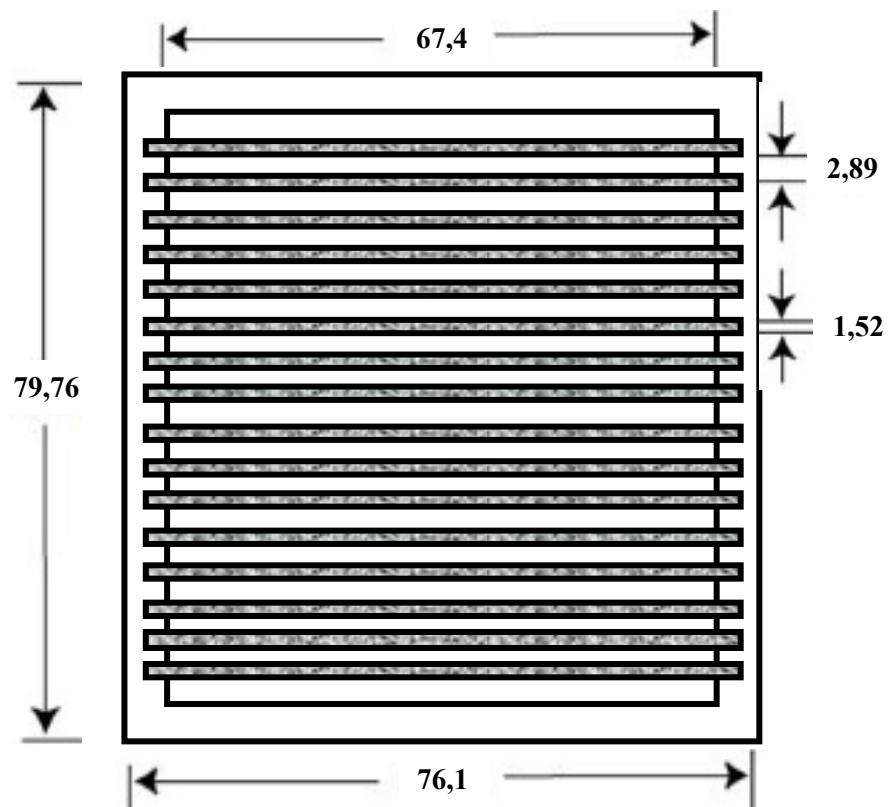
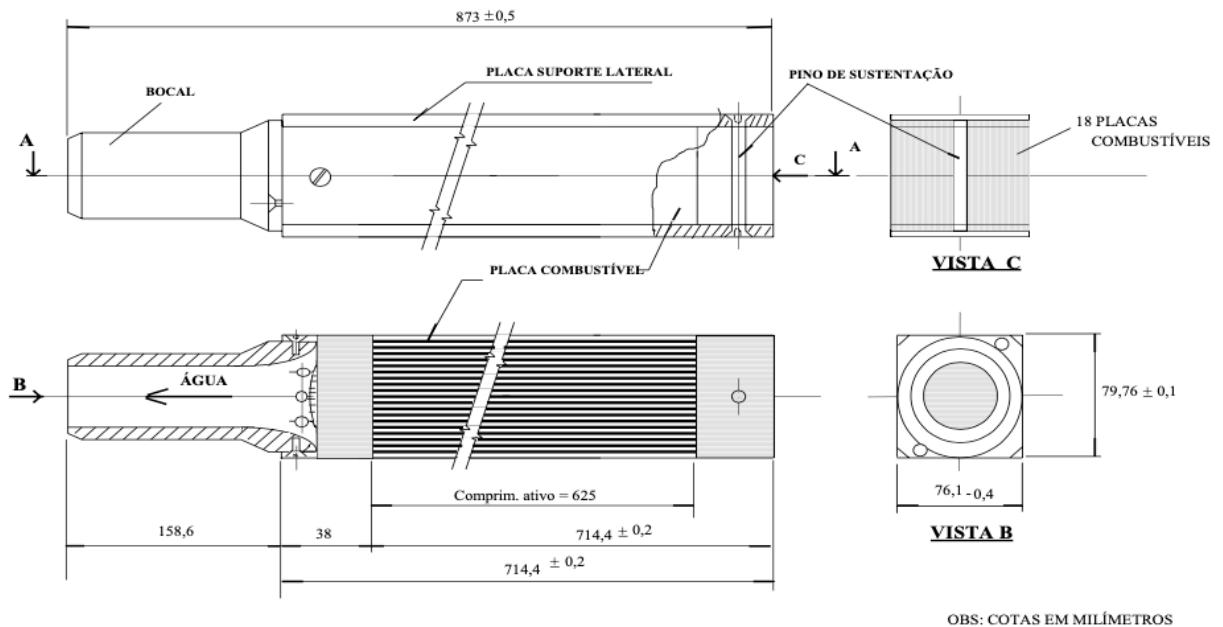
Figura 3: Representação geral do reator IEA-R1 e seu sistema de resfriamento



Fonte: (Scuro, 2019).

Em regime de operação normal, o escoamento no núcleo do reator IEA-R1 acontece de forma descendente entre os canais do elemento combustível, mostrados em detalhe na Figura 4. A água da piscina é aspirada pela bomba do primário a partir da sua parte inferior e retornando através de um distribuidor após trocar calor com o circuito secundário. Quando há algum acidente, o reator e as bombas do primário são desligados. Em alguns casos, como em um acidente de perda de refrigerante, o primário é isolado da piscina por meio de uma válvula de isolamento. Quando a bomba é desligada, a válvula de convecção natural localizada na parte inferior do núcleo é aberta por efeito da gravidade para permitir o resfriamento do combustível por meio de convecção natural entre o núcleo e a piscina. Desta forma, o escoamento no núcleo passa a ser ascendente. Portanto, há a inversão na direção do escoamento no núcleo quando ocorre o desligamento, de descendente para ascendente (IPEN, 1998b).

Figura 4: Elemento Combustível do IEA-R1(dimensões em mm)



Fonte: (IPEN, 1998b).

3.1.1 Distribuição radial de potência

A potência que cada elemento combustível gera depende diretamente de sua disposição no núcleo, dos outros elementos de controle e dos refletores. A variação da potência dos elementos combustíveis no núcleo é chamada de distribuição radial de potência. A Figura 5 apresenta a distribuição radial de potência no reator IEA-R1. Nota-se que esta variável é representada de forma adimensional. Assim, para determinar a potência média de um elemento combustível divide-se a potência do reator pelo número de elementos combustíveis e multiplica-se pelo fator de distribuição radial. Finalmente, vale ressaltar que estes valores são obtidos por meio de códigos neutrônicos e dependem prioritariamente da geometria do núcleo e do combustível nuclear.

Figura 5: Distribuição radial de potência média genérica

0.897	0.841	1.114	0.802	0.869
0.832	1.048	1.161	0.954	0.894
1.214	1.180	EIBe	1.157	1.168
0.933	0.997	1.195	1.051	0.807
0.931	0.806	1.151	0.822	0.890

Fonte: (Scuro, 2019).

3.1.2 Curva de calor de decaimento

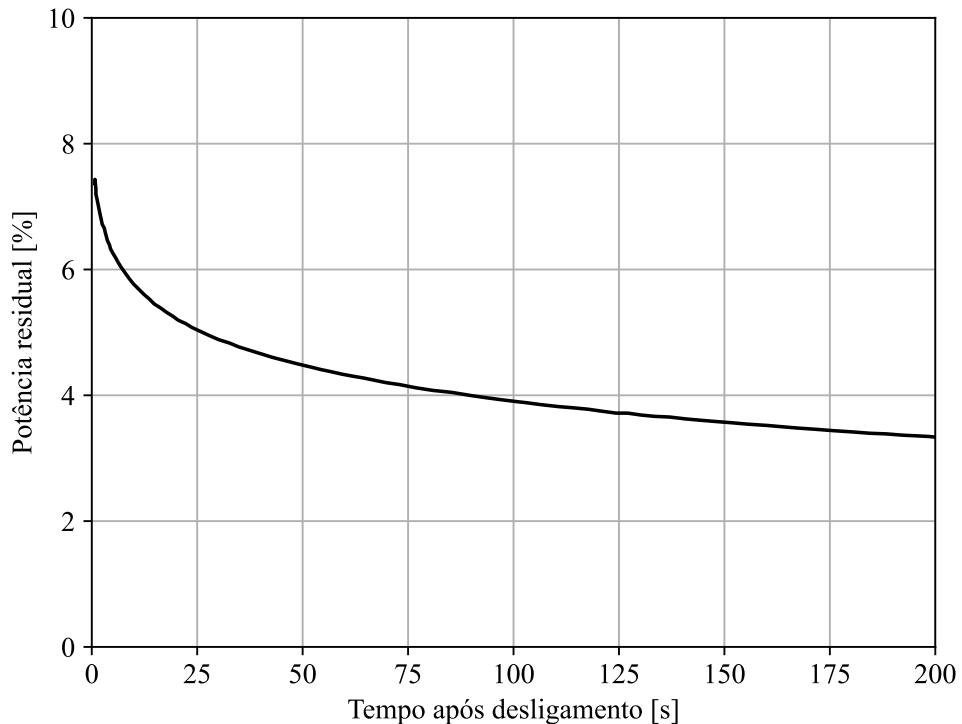
Em um reator nuclear, após o desligamento do reator devido a inserção das barras de controle e consequente interrupção das reações em cadeia de fissão, ainda há a liberação de calor devido ao decaimento dos produtos de fissão. Este é o calor residual ou de decaimento. Para o reator IEA-R1, a curva de calor de decaimento é apresentada na Figura 6 que foi produzida segundo orientações do manual de segurança do reator (IPEN, 1998b). A potência

do núcleo cai conforme uma curva exponencial chegando a 7,7% de seu valor nominal quase que instantaneamente após o desligamento do reator, Figura 6.

Conforme exposto (IPEN, 1998b), esta curva exponencial pode ser estimada de acordo com a fórmula de Way-Wigner (Equação (1)), na qual a potência de decaimento ($Pd_{(t_0)}$) em um determinado instante (t) em segundos depende diretamente da potência média acumulada antes do desligamento (\bar{P}_0), do tempo total de operação antes do desligamento (t_0) e do tempo após o desligamento (t).

$$Pd_{(t_0)} = 0,0622\bar{P}_0[t^{-0,2} - (t_0 - t)^{-0,2}] \quad (1)$$

Figura 6: Curva de calor de decaimento



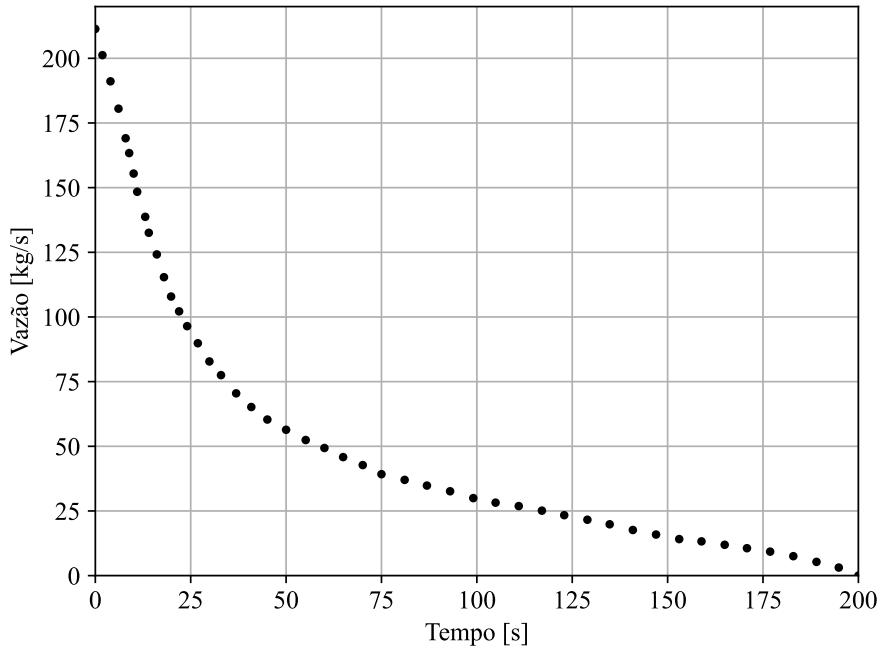
Fonte: adaptado de Scuro (2019).

3.1.3 Curva de Desligamento da Bomba do Primário

A bomba do primário é do tipo centrífuga que possui um volante de inércia de forma a manter uma certa capacidade de remoção de calor do núcleo mesmo após algum transiente que leve a parada da bomba. Assim, caso haja algum evento de parada da bomba, a vazão no circuito irá diminuir de forma lenta. Tal fato caracteriza o transiente conhecido como perda lenta de vazão (do inglês, *Slow Loss of Flow Accident - SLOFA*). A Figura 7 apresenta dados

experimentais da vazão no circuito primário do IEA-R1 a partir do momento do desligamento da bomba do primário. Percebe-se que a vazão de operação do circuito é 210 kg/s e levam-se 200 segundos até a parada total da bomba.

Figura 7: Curva de desligamento da bomba do primário do IEA-R1



Fonte: Adaptado de Umbehaun (2015).

3.1.4 Meio de Resfriamento do calor residual

No reator IEA-R1, o meio de resfriamento do núcleo após seu desligamento é a convecção natural. Assim, quando do seu desligamento, o combustível nuclear ainda está em uma temperatura mais alta que o refrigerante devido ao calor liberado pelos produtos de fissão, esta diferença de temperatura promove a circulação natural no núcleo. O resfriamento do combustível nuclear pela circulação natural possui uma vantagem significativa: o aumento da segurança, pois, tal fenômeno ocorre de forma passiva, ou seja, não depende de energia externa.

3.1.5 Acidentes Previstos no IEA-R1

Segundo uma análise de segurança recente para o aumento de potência do IEA-R1 para 5 MW (Teixeira e Silva et al., 2020), dentre 60 eventos iniciadores analisados qualitativamente, 4 foram considerados os mais limitantes e foram analisados quantitativamente. Esses quatro eventos são:

- 1) Queda de um elemento combustível no núcleo do reator;
- 2) Travamento do eixo da bomba do circuito primário;
- 3) Esvaziamento total da piscina do reator; e,
- 4) Bloqueio de um canal de resfriamento do núcleo.

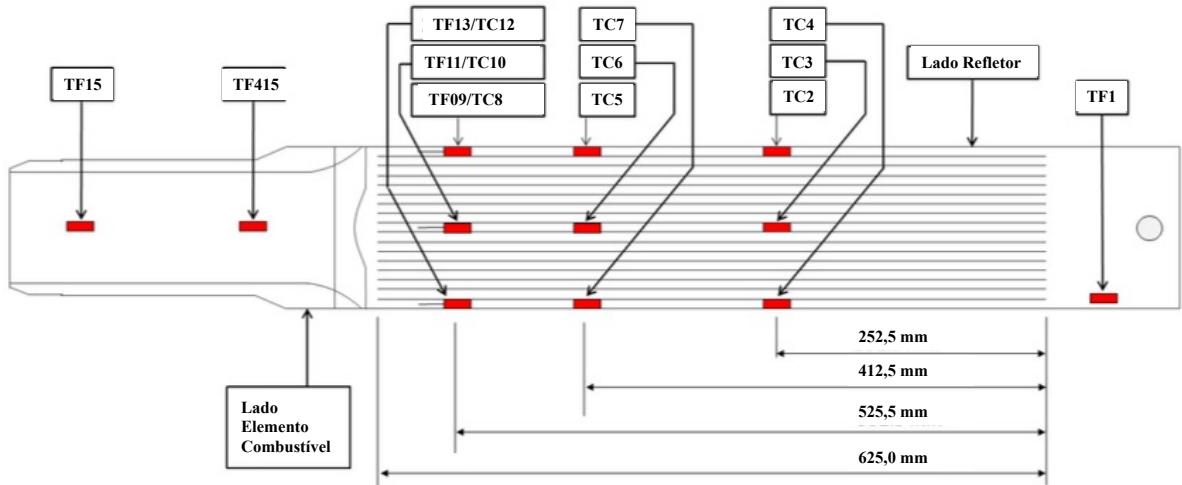
O evento de travamento de eixo da bomba do circuito primário causa uma perda de vazão do refrigerante no núcleo do reator. Mais ainda, outros possíveis eventos iniciadores podem resultar em perda lenta de vazão como a perda do Sistema de Distribuição Elétrica Vital, conforme discutido em (IPEN, 1998). Neste tipo de evento iniciador, a bomba do primário continua funcionando com rotação decrescente devido ao volante de inércia e o reator é desligado pela queda das barras de controle quando a vazão no núcleo cai abaixo de 90% do seu valor de operação normal (Campos et al., 2023).

3.1.6 Dados Experimentais (Benchmark)

Com o objetivo de fornecer dados experimentais para a validação de simulações numéricas de fenômenos termo-hidráulicos e neutrônicos, foi desenvolvida uma série de benchmarks conduzida neste reator (Umbehaun et al., 2015). Estes dados podem ser encontrados em relatório da Agência Internacional de Energia Atômica (do inglês, *International Atomic Energy Agency - IAEA*) (IAEA, 2015) juntamente com dados de outros reatores.

Estes experimentos utilizaram um Elemento Combustível Instrumentado (ECI-208) desenvolvido por uma equipe de pesquisadores do IPEN (Umbehaun, 2016). Este ECI-208 possui 15 termopares encapsulados em discos de alumínio instalados entre as placas combustíveis com interferência de forma que os discos ficam fixados. A disposição dos termopares ao longo do ECI-208 é apresentada na Figura 8. Observa-se que há dois termopares na parte inferior do combustível e um na parte superior para obter as temperaturas de entrada e saída do fluido refrigerante no elemento. Outros três termopares foram posicionados ao longo do canal lateral que faz fronteira com outro elemento combustível e outros três termopares ao longo do canal virado para o elemento refletor. Por fim, foram posicionados três termopares no canal central. Estes 9 últimos termopares fazem a leitura do revestimento do combustível.

Figura 8: Elemento Combustível Instrumentado (ECI-208)

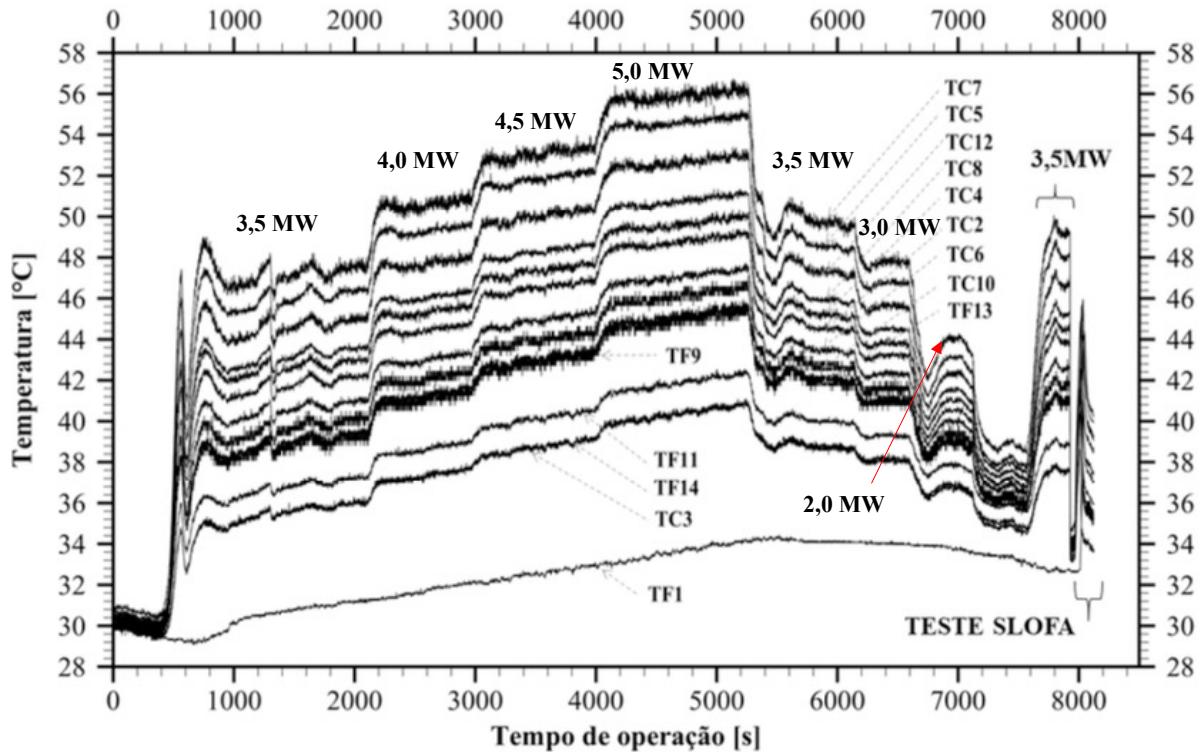


Fonte: (Scuro, 2019).

Um experimento de perda lenta de vazão foi realizado com este combustível instrumentado. Os seguintes passos foram seguidos para realizar este experimento:

- 1) O reator é ligado e inicia-se um gradual aumento de potência;
- 2) Conforme observa-se pela Figura 9, a potência do reator foi estabilizada em 3,5 MW, 4,0 MW, 4,5 MW e 5,0 MW;
- 3) Inicia-se uma redução de potência para 3,5 MW, 3,0 MW e 2,0 MW e um novo aumento até 3,5 MW;
- 4) Após a potência estabilizar-se em 3,5 MW, inicia-se o teste *SLOFA*, assim, a bomba do primário é então desligada e a vazão no núcleo diminui, o que resulta na diminuição da diferença de pressão entre a parte interna e externa da válvula de convecção natural;
- 5) Quando a queda de vazão atinge 90% do seu valor nominal, ocorre a queda automática das barras de controle (*SCRAM*) para desligar o reator por meio da interrupção das reações em cadeia; e,
- 6) Com o desligamento do reator e da bomba, inicia-se um regime de convecção natural entre o núcleo e a piscina promovida pelo calor liberado nos elementos combustíveis devido ao decaimento dos produtos de fissão.

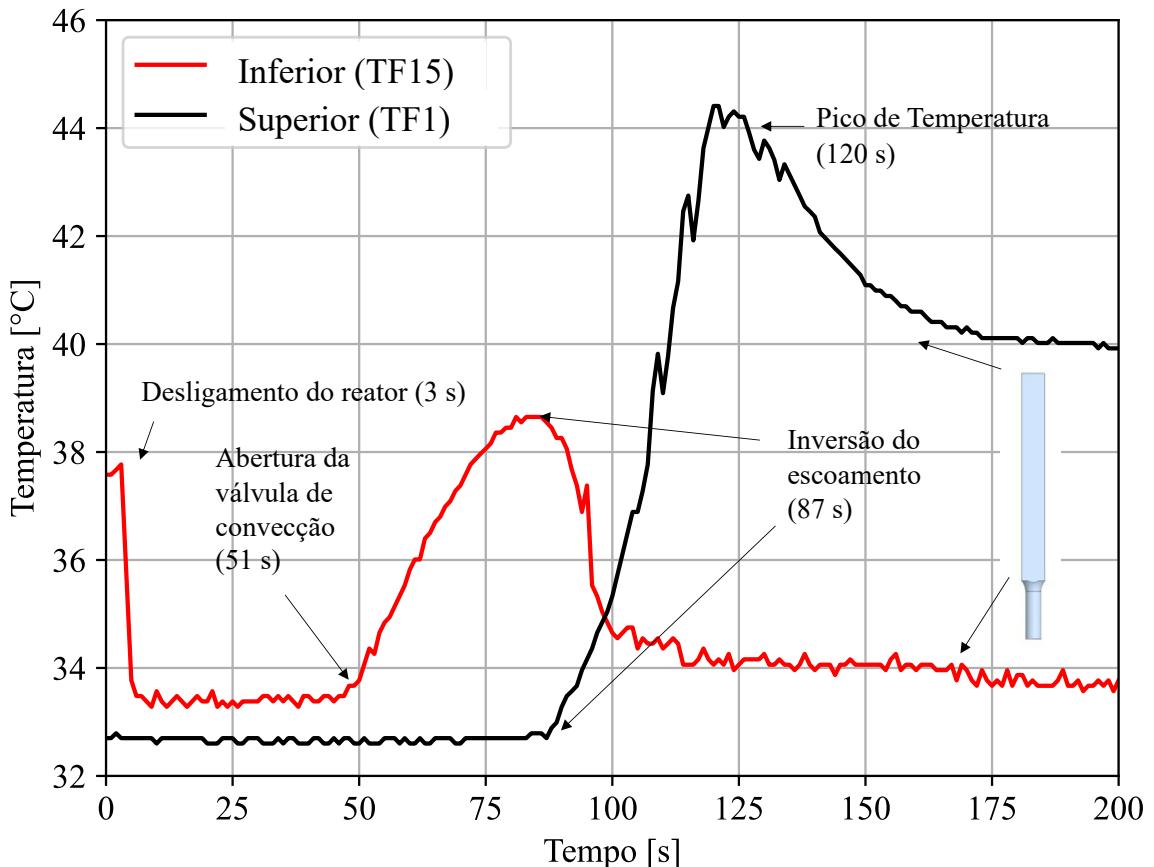
Figura 9: Temperatura do ECI-208 durante teste de SLOFA



Fonte: Adaptado de Scuro (2019).

A fim de detalhar os eventos subsequentes ao desligamento da bomba, tem-se na Figura 10 a evolução da temperatura do fluido refrigerante na parte superior e inferior do ECI-208, na qual o tempo inicial corresponde ao desligamento da bomba. Nota-se a partir da Figura 10 que, após o desligamento da bomba, ocorre um pequeno aumento de temperatura na parte inferior do combustível até 3 s, tempo no qual o reator é desligado. A partir do desligamento do reator e de sua queda de potência, a temperatura de saída cai abruptamente quase igualando-se a temperatura da parte superior. Devido a diminuição da diferença de pressão entre a região interna e externa à válvula de convecção natural, provocada pela queda de vazão no núcleo, há a sua abertura no tempo correspondente à 51 s. Neste momento, a temperatura da parte inferior começa a esquentar atingindo um pico em 38,5 °C aos 90s quando, então, ocorre a inversão do escoamento devido ao calor residual do combustível. Aos 120 s, ocorre o segundo pico de temperatura (45 °C). A partir deste momento, a temperatura volta a diminuir devido à estabilização do escoamento em regime de convecção natural.

Figura 10: Temperatura do fluido na parte superior e inferior do ECI-208

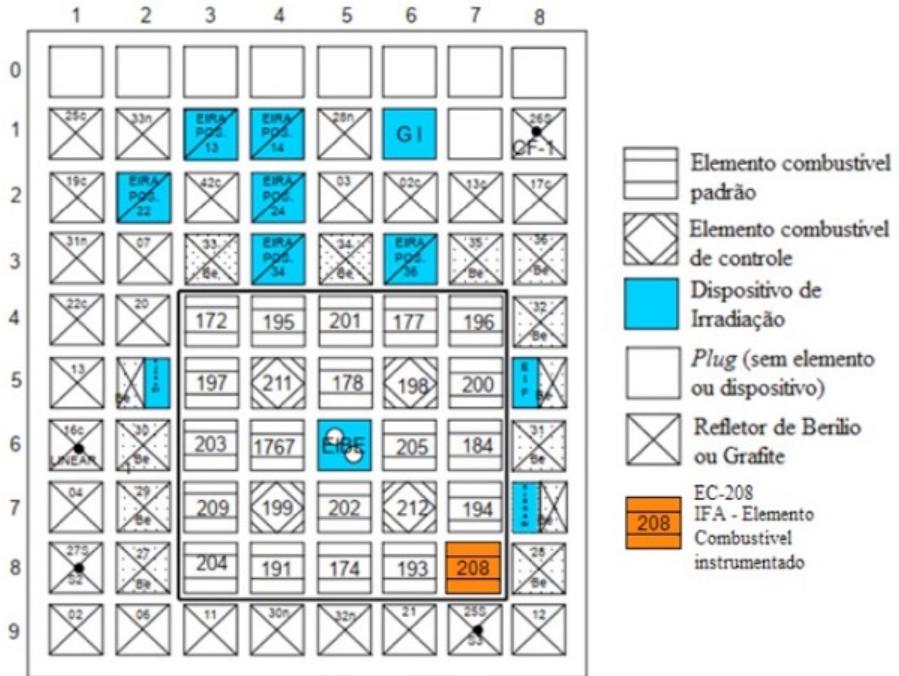


Fonte: Autor.

3.1.7 Configuração do núcleo durante o teste de SLOFA

Durante o teste de *SLOFA* apresentado acima, o ECI-208 foi posicionado no extremo do núcleo ativo, ou seja, do lado dos elementos refletores conforme observa-se pela Figura 11. Conforme exposto no item 3.1, no núcleo ativo do reator há 20 elementos combustíveis, 4 elementos de controle e um dispositivo de irradiação em seu centro. Ao redor do núcleo ativo há refletores de Be ou Grafite para evitar a fuga de nêutrons e alguns dispositivos de irradiação. Além disso, em alguns encaixes da placa matriz do reator correspondentes à linha 0 e 1 da Figura 11 não há elemento.

Figura 11: Configuração do núcleo durante experimento de *SLOFA*



Fonte: (Campos et al., 2023).

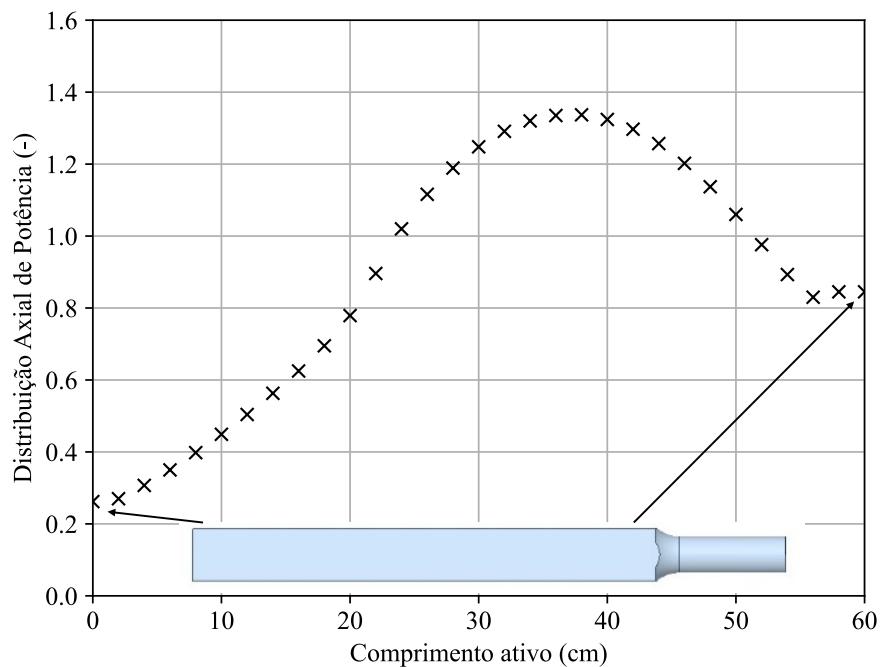
3.1.8 Perfil axial de potência no ECI-208

A potência térmica ao longo do comprimento de um elemento combustível tende a ser maior no centro e menor nas extremidades devido ao fluxo de nêutrons ser maior no centro. Além disso, a posição das barras de controle influencia diretamente no perfil axial de potência em um dado elemento.

A densidade de potência axial normalizada do ECI-208 foi determinada numericamente (Umbehaun, 2016). Esta densidade axial é apresentada na Figura 12, na qual cada uma das linhas apresentam a média desta variável para as seis placas Laterais do dado do Elemento Combustível (EC), Centrais e Laterais do lado do Refletor.

A potência de pico média do ECI-208 é igual a 0,95. Mais ainda, com esta distribuição de potência axial é possível determinar a potência teórica dissipada pelo elemento combustível para cada potência de operação. Entretanto, as diferenças entre os valores teóricos e os experimentais podem ser da ordem de ~18% em várias faixas de potência, conforme observa-se pela Tabela 2.

Figura 12: Distribuição axial de potência normalizada do ECI-208



Fonte: Autor.

Tabela 2: Comparação entre potência calculada e medida para o ECI (ou EIC-208)

Potência do Reator (MW)	3,50	4,00	4,50	5,00	3,50	3,00	2,00	1,00	3,50
Calor específico - c_p (kJ/Kg °C)	4,18	4,18	4,18	4,18	4,18	4,18	4,18	4,18	4,18
Potência medida no ECI-208 = vazão em massa ⁽¹⁾ x c_p x (TF14-TF1) (kW)	119,1	141,9	157,1	169,8	116,6	106,4	78,6	43,1	124,2
Potência calculada no ECI-208 (kW)	139,9	159,9	179,9	200	139,9	119,9	80,0	39,98	139,9
Diferença entre potência calculada e medida (DPMC) ⁽²⁾ (%)	17,5	12,7	14,5	15,2	17,8	12,7	1,8	-7,8	12,6

⁽¹⁾vazão em massa = $0,96 \times (22,8 \text{ m}^3/\text{h})/3600 \text{ s} \times 997 \text{ kg/m}^3 = 6,062 \text{ Kg/s}$.

⁽²⁾DPMC = $((\text{potência calculada no ECI-208}) - (\text{potência medida experimental})) / (\text{potência calculada ECI-208}) * 100\%$.

Fonte: (Umbehaun, 2016).

3.2 *Convecção Natural*

O fenômeno da convecção natural pode ser forçado ou natural. Na convecção forçada, um elemento externo, uma bomba ou um ventilador, realiza trabalho sobre o fluido, fazendo com que este transporte a energia térmica. Por outro lado, a convecção natural ocorre quando forças de campo gravitacional atuam em um fluido onde há gradientes de densidade ocasionados por gradientes de temperatura, promovendo empuxo e induzindo um campo de velocidade livre.

Em um reator nuclear, estes dois tipos de convecção são importantes. Quando em operação, um fluido movido por uma bomba retira calor dos elementos combustíveis sendo depois resfriado nos geradores de vapor, formando assim o chamado circuito primário. Neste caso, a convecção forçada é o fenômeno de transporte preponderante. Em alguns reatores nucleares, quando ocorrem acidentes, o reator é desligado e as bombas do circuito primário são interrompidas. Como o combustível nuclear ainda está em uma temperatura mais alta que o refrigerante devido ao calor liberado pelas fissões, esta diferença de temperatura promove a circulação natural no circuito primário. A refrigeração do combustível nuclear pela circulação natural possui uma vantagem significativa: o aumento da segurança. Pois, tal fenômeno ocorre de forma passiva, ou seja, não depende de energia externa.

3.3 *Termo-hidráulica de reatores*

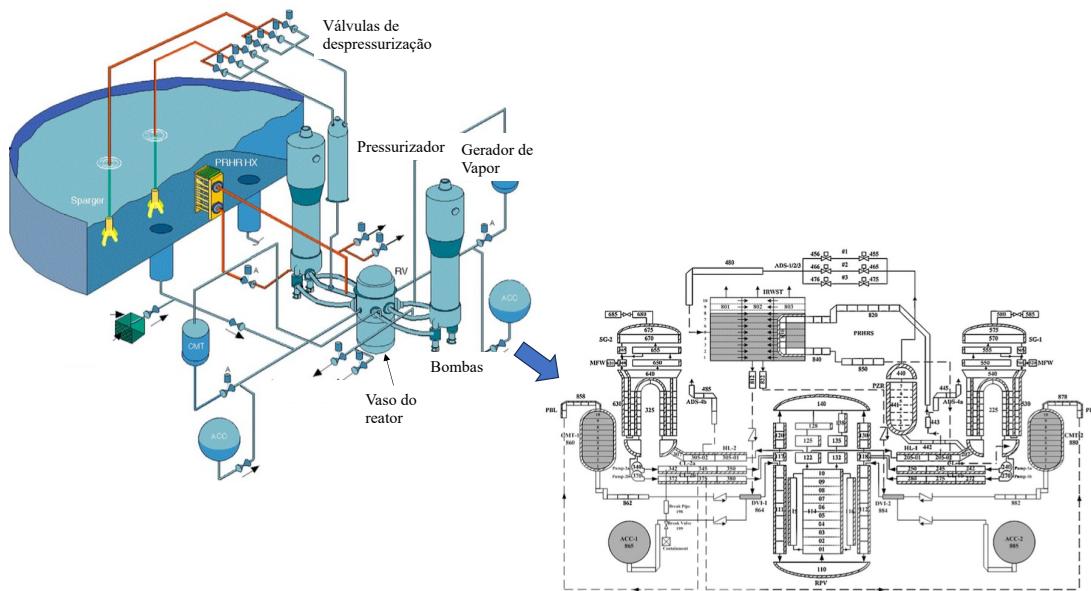
Uma planta nuclear é suscetível a diversos tipos acidentes, sejam eles provenientes de problemas externos ou internos a planta. Como acidentes externos, podem-se citar furacões, inundações e terremotos. Por outro lado, problemas internos a planta como falha de equipamentos, incêndios e ruptura de tubulações podem gerar incidentes ou até mesmo acidentes graves. Como a liberação de material radioativo é extremamente danosa ao meio ambiente e a população, as plantas nucleares passam por um processo de licenciamento extremamente rigoroso a fim de demonstrar sua capacidade de resistir a todos esses tipos de acidentes.

Parte deste licenciamento é dedicado a verificar a integridade do combustível frente aos diversos acidentes previstos para planta. Assim, dados de temperatura máxima do combustível nuclear e pressão e temperatura do fluido refrigerante precisam ser obtidas por meio de simulação termo-hidráulica dos acidentes previstos.

De acordo com Dos Santos (2012), existem três tipos de códigos de termo-hidráulica com diferentes níveis de detalhamento:

Código de Sistemas: são códigos que modelam todo o circuito primário e secundário e seus componentes a fim de obter dados médios de pressão e temperatura nos diversos pontos destes circuitos. Esses códigos são unidimensionais e baseiam-se em equações simplificadas de conservação da continuidade e da energia, correlações empíricas e de transformações termodinâmicas. O código *RELAP* é um exemplo conhecido deste tipo (Siefken et al., 1995). Como exemplo, a Figura 13 apresenta uma nodalização feita para utilização com o *RELAP5* da planta nuclear AP1000.

Figura 13: Nodalização da planta AP1000



Fonte: Adaptado de Wang (2013).

A seguir são apresentadas algumas vantagens e desvantagens deste tipo de código computacional.

Vantagens:

- Capacidade de simular todo o comportamento de uma planta nuclear incluindo todos seus sistemas;
 - Extenso trabalho de verificação e validação na área nuclear; e,
 - Cálculos relativamente mais rápidos quando comparado com códigos de Dinâmica de Fluidos;

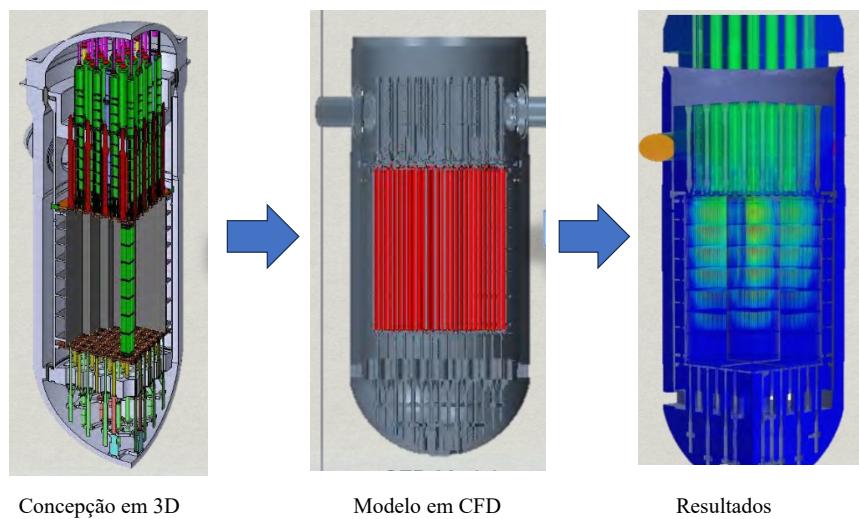
Desvantagens:

- Resultados dependentes dos usuários (como a planta é nodalizada), conhecidos como “*User Dependent*”;
- Necessidade de se estimar bem as perdas de carga;
- Dificuldade de aquisição por órgãos brasileiros, especialmente os militares;
- Falta de suporte técnico e treinamento especializado no país; e,
- Incapacidade de obter detalhes do escoamento, principalmente no núcleo do reator.

Código de Componentes: modelam somente um componente de interesse por meio de formulações empíricas e uma solução simplificada do escoamento. Assim, conseguem-se obter dados melhores do que os códigos de sistemas sem revelar detalhes do escoamento. Um exemplo de código de componentes é o *software COBRA* (Webb, 1988).

Códigos de Dinâmica dos Fluidos Computacional (do inglês, *Computational Fluid Dynamics – CFD*): são códigos capazes de resolver os detalhes do escoamento de um fluido com um certo grau de confiabilidade. Tais códigos resolvem de forma simplificada as Equações de Navier-Stokes, da conservação da energia e da continuidade. Um dos códigos mais utilizados no mercado é o *ANSYS CFX®*.

Figura 14: Modelo em *CFD* do núcleo de um reator



Fonte: Adaptado de Bagliato (2013).

Alguns pontos relevantes sobre este tipo de código são apresentados a seguir:

Vantagens:

- Capacidade de se modelar problemas complexos, como escoamento cruzado e escoamento contra-corrente;
- Suporte técnico de qualidade e treinamento especializado no país; e,
- Resultados menos dependentes dos usuários dado que se modela a geometria real do problema.

Desvantagens:

- Incapacidade de modelar todo o comportamento dinâmico de uma planta nuclear; e,
- Alto custo computacional.

Finalmente, conforme exposto neste tópico, percebe-se que o ideal é utilizar em conjunto códigos de sistemas e de *CFD* para simular os diversos acidentes em uma planta nuclear. Desta forma, é possível se ter dados mais precisos dos fenômenos que ocorrem no reator. Tal fato pode acarretar em menores margens de segurança no projeto destas plantas.

3.4 *RELAP5*

O *RELAP5* é um código de sistemas transiente criado com o objetivo de realizar as análises de segurança termo-hidráulicas de plantas nucleares. O *software* é homologado por alguns órgãos reguladores, inclusive o brasileiro. Possui extensa validação e seu uso tem sido comprovado em diversos reatores nucleares. Sendo assim, tem a capacidade de modelar vários acidentes nucleares, como por exemplo, Acidente de Perda de Refrigerante, transientes de falhas elétricas, perda de água de alimentação dos Geradores de Vapor e parada da bomba do primário.

Sua classificação quanto ao tipo de código de análise de segurança é de “Melhor estimativa”, desta forma, a modelagem de acidentes deve assumir uma abordagem conservadora para a disponibilidade dos equipamentos de segurança e para as condições iniciais e de contorno.

O modelo termo-hidráulico é baseado em volumes e junções. As propriedades escalares, como pressão, energia e densidade, são aproximadas pela média no ponto central dos volumes. Por outro lado, as variáveis vetoriais, como velocidade, são calculadas nas junções.

De acordo com a sua documentação (Siefken et al., 1995), o programa resolve seis equações de conservação: massa, energia e momento para a fase líquida e gasosa. Além destas seis, uma equação para os gases não condensáveis e uma para o transporte de boro são calculadas, totalizando, oito equações para cada volume. Além disso, aproximações nas equações de momento são adicionadas para modelar escoamentos reversos e transversos. Todas estas equações são resolvidas pelo método de diferenças finitas na forma explícita ou semi-implícita.

O programa possui correlações empíricas para calcular 15 tipos diferentes de regimes de escoamento. Estas correlações são utilizadas para modelar cada etapa do desenvolvimento de acidentes. Além destes 15 regimes de escoamento, o código é capaz de modelar 11 diferentes tipos de modos de transferência de calor.

O código *RELAP5* necessita das seguintes informações para se modelar uma planta nuclear (Maprelian et al., 2020):

- Dados geométricos da instalação (diâmetro de tubulações, altura do combustível e diâmetro hidráulico);
- Áreas de transferência de calor de trocadores de calor e do combustível nuclear;
- Dados do controle dos sistemas, como, pressão de abertura e fechamento de válvulas, curva de proteção do reator;
- Cinética do reator ou a potência de operação normal e de calor residual da planta; e,
- Dados de componentes como curvas de operação de bombas, parâmetros de turbinas, de separadores de vapor e de acumuladores.
- Dados dos materiais que podem ser informados por meio de um conjunto de tabelas ou curvas em relação a temperatura.

Algumas facilidades foram implementadas no programa para modelar uma planta nuclear e seus componentes que são apresentados na Tabela 3.

Tabela 3: Componentes do código *RELAPS*

Componente	Sigla	Descrição
<i>Single-Volume</i>	SNGLVOL	Componente básico que representa somente um único volume.
<i>Pipe</i>	PIPE	Componente formado por um conjunto de volumes únicos interligados por junções. Facilita a entrada de dados do usuário para componentes como tubulações ou canais combustíveis.
<i>Branch</i>	BRANCH	É um volume único com o objetivo de interconectar vários volumes.
<i>Single junction</i>	SNGLJUN	Componente básico que conecta dois volumes.
<i>Valve</i>	VALVE	Componente que é capaz de variar a área de escoamento e interliga dois volumes, como uma válvula.
<i>Pump</i>	PUMP	Consiste de um único volume com junções de entrada e saída. Este modelo simplesmente adiciona uma fonte de momento nas equações para simular uma bomba.
<i>Accumulator</i>	ACCM	Componente que possui um modelo para simular a drenagem de um tanque.
<i>Turbine</i>	TURBINE	É um tipo de “branch” especializado que retira trabalho do fluido interno.
<i>Time dependente volume</i>	TMDPVOL	Componente básico que representa um volume que varia seu volume para manter constante outras propriedades como temperatura e pressão.
<i>Time dependente junction</i>	TMDPJUN	Componente básico que conecta volumes e, geralmente, é utilizado para se modelar condições de contorno como entrada ou saída de fluido com vazão ou velocidade prescritas.
<i>Separator</i>	SEPARATR	É um tipo de “branch” especializado para se modelar separadores de vapor presentes nos geradores de vapor.

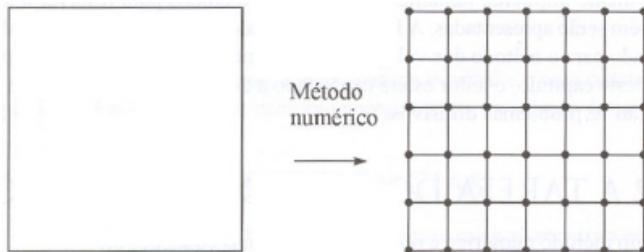
Fonte: (Siefken et al., 1995).

3.5 Dinâmica dos Fluidos Computacional

A Dinâmica dos Fluidos Computacional é a análise de sistemas envolvendo dinâmica dos fluidos, transferência de calor e fenômenos associados como reações químicas por meio de simulações computacionais (Versteeg; Malalasekera, 2007).

A técnica de *CFD* consiste em subdividir o domínio do problema de interesse em pequenos volumes de controle, conforme mostrado na Figura 15. As equações diferenciais de conservação da Massa, do Momento e da Energia são discretizadas e solucionadas iterativamente para cada volume de controle ao longo do tempo.

Figura 15: Processo de discretização espacial



Fonte: (Maliska, 2004).

Descrevendo um pouco do funcionamento dos softwares de *CFD*, pode-se dizer que, basicamente, um código de *CFD* contém três principais elementos: o pré-processamento, o processamento e o pós-processamento.

O pré-processamento consiste na definição do problema e de seus valores de entrada que são utilizados na etapa seguinte, processamento. Os passos do pré-processamento envolvem:

1. definição da geometria ou domínio computacional;
2. geração da malha ou, subdivisão do domínio computacional em elementos menores;
3. estudo de independência dos resultados da malha;
4. definição dos fenômenos físicos e químicos que serão modelados;
5. definição das propriedades dos materiais; e,
6. especificação das condições de contorno (ou fronteira) e das condições iniciais.

Na etapa de processamento, resolve-se numericamente o problema definido no passo anterior de acordo com uma técnica numérica. Geralmente, os métodos dos Volumes Finitos

(MVF), das Diferenças Finitas (MDF), dos Elementos Finitos (MEF) são usados. Os seguintes passos são processados no algoritmo numérico:

1. discretização e conversão das equações resultantes da aplicação das técnicas numéricas citadas acima (MVF, MEF ou outro) em um sistema de equações algébricas; e,
2. solução das equações algébricas por meio de um método numérico, geralmente iterativo.

O pós-processamento fornece os dados de interesse do problema em diferentes formas, como dados de escalares, vetores, contornos e linhas de corrente.

Atualmente, devido ao aumento na capacidade computacional disponível, os códigos de *CFD* estão sendo usados na área nuclear para resolver problemas que necessitam de uma maior precisão no resultado de determinados parâmetros (Lee; Choi, 2007).

3.5.1 *Modelos de Turbulência*

A maioria dos problemas de escoamento de fluidos na engenharia envolvem escoamentos turbulentos. Este escoamento é caracterizado por flutuações abruptas de sua velocidade e direção, ou seja, são randômicos, caóticos e transitórios. Além disso, a turbulência gera estruturas em diversas escalas de tamanho e tempo. Portanto, para capturar os efeitos da turbulência no escoamento nas simulações numéricas criaram-se modelos matemáticos. Estes modelos podem ser agrupados em três categorias (Versteeg; Malalasekera, 2007):

RANS (do inglês, *Reynolds-averaged Navier Stokes Equations*): neste método as equações de *Navier-Stokes* são mediadas no tempo antes de sua discretização. Devido a este processo de médias, aparecem termos extras nas equações do escoamento. Estes termos extras são modelados por modelos de turbulência. Sendo os modelos mais conhecidos os modelos k - ε e o Reynolds Stress. Estes modelos apresentam uma boa relação entre custo computacional e acurácia do resultado obtido.

LES (do inglês, *Large Eddy Simulation*): é considerado um método intermediário. Um filtro espacial é aplicado nas equações de *Navier-Stokes* transitórios, sendo assim, as grandes estruturas são calculadas e as pequenas estruturas são modeladas. Assim, a influência das pequenas estruturas no escoamento das grandes estruturas é incluída por meio dos modelos de escala “*sub-grid*”.

DNS (do inglês, *Direct Numerical Simulation*): As equações de *Navier-Stokes* transientes são resolvidas integralmente em malhas com passo no tempo que são suficientemente pequenos para capturar as menores escalas (estruturas) do escoamento, as chamadas escalas de *Kolmogorov*. A partir destas escalas, as estruturas não possuem energia suficiente para se manterem e se desfazem devido a maior energia de dissipaçāo. Este método não se apresenta muito prático na engenharia pela sua necessidade de altos recursos computacionais.

De acordo com o manual do Código *Ansys CFX*® (ANSYS CFX 25.0, 2025), o modelo *RANS k-ε* possui instabilidades para escoamento com baixo número de Reynolds, como é o caso de escoamentos em convecção natural. Assim, para se evitar tal incapacidade, é recomendável o uso do modelo *RANS k-ω*. Neste caso, o código *Ansys CFX*® criou um tratamento próximo a parede chamado “Automático” para os modelos baseado em *k-ω*. Este tratamento permite que ocorra uma transição suave entre o escoamento com baixo número de Reynolds para a formulação da função de parede. Esta transição suave diminui as instabilidades numéricas.

Além disso, dentre vários modelos de turbulência do tipo *RANS* estudados para o problema de convecção natural entre as placas combustíveis, o modelo *RANS k-ω* se mostrou o modelo mais adequado devido sua estabilidade numérica (SCURO, 2019). Esta conclusão baseou-se na comparação entre os modelos de acordo com sua capacidade de convergência espacial para as variáveis y^+ , vazão, temperatura, coeficiente médio de transferência de calor e temperatura em alguns pontos da placa. Tal fato era esperado conforme discutido no parágrafo anterior.

Desta forma, o modelo de turbulência *RANS k-ω* foi escolhido para ser utilizado nas simulações deste trabalho.

3.5.2 *Método de Meio Poroso*

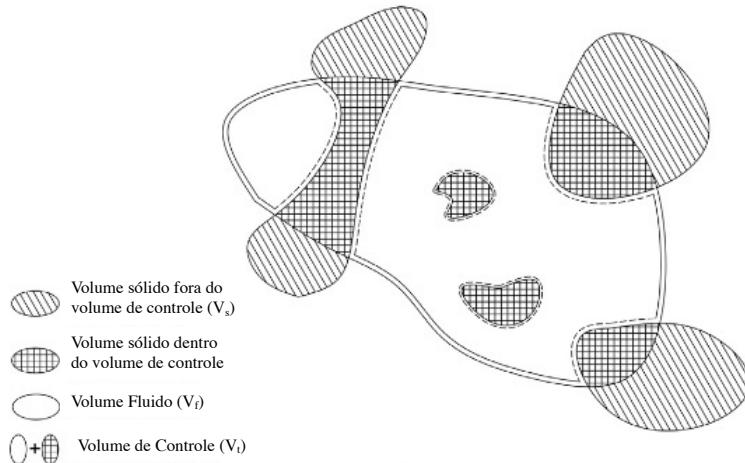
O Método de Meio Poroso foi desenvolvido inicialmente por Patankar e Spalding (1983) para simular a transferência de calor em um gerador de vapor. Basicamente, o método considera que um meio perfurado ou poroso é formado por um aglomerado de partículas imersas em um fluido, como em um leito de seixos. Nesta aproximação, os termos de resistência são usados como termos fonte nas equações de momento (Feichtner et al., 2021). Em coordenadas cartesianas, este termo fonte (S) é determinado de acordo com a Equação (2),

na qual os termos D e C representam os coeficientes de resistência viscoso e inercial, respectivamente (Vadi; Sepanloo, 2016).

$$S = -(D\mu v + C \frac{1}{2} \rho |\vec{v}| v) \quad (2)$$

Ilustrativamente, o domínio de solução de um meio poroso pode ser representado pela Figura 16. Das definições desta figura, pode-se deduzir outro parâmetro importante na definição do meio poroso, a porosidade, ou seja, a relação entre o volume do fluido (V_f) e o volume de controle (V_t).

Figura 16: Volume de controle em um meio poroso



Fonte: Adaptado de Rahimi; Jahanfarnia (2014).

Geralmente, utiliza-se este método para simular o escoamento em meios com vazios ou orifícios, como filtros, placas perfuradas, banco de tubos e membranas. Assim, há relatos de seu uso em diversas áreas do conhecimento, como extração de gás e óleo, mecânica dos solos e catalisadores. Nos últimos anos, este método tem sido utilizado para se modelar o núcleo de reatores nucleares devido seu relevante ganho computacional (Hedayat; Davari, 2022).

3.5.3 Tratamento de parede

Para escoamentos turbulentos, observam-se duas regiões distintas, a região próxima a parede influenciada pelas forças viscosas e a externa, livre da influência do sólido. Na região próxima a parede, três camadas bem definidas podem ser observadas, conforme mostrado na

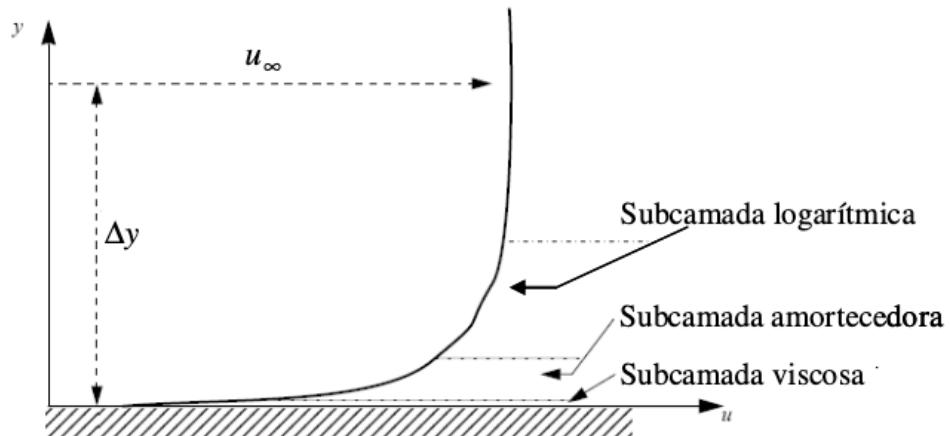
Figura 17. Essas três camadas podem ser definidas da seguinte maneira (Versteeg; Malalasekera, 2007):

Subcamada viscosa: Na superfície do sólido o escoamento possui velocidade nula. Nesta camada, o escoamento é dominado pelas forças viscosas e sua espessura é diminuta. Quando assumido que a tensão de cisalhamento é aproximadamente constante, chega-se à conclusão que a velocidade (u) e a distância da parede (y) se relacionam por uma forma linear dependente da tensão e da viscosidade. Devido a este motivo, esta região também é chamada de subcamada linear.

Subcamada amortecedora: Nesta camada as forças de inércia e viscosas possuem magnitudes similares.

Subcamada logarítmica: Nesta camada o escoamento é dominado pelas forças turbulentas e possuem este nome devido a relação entre a velocidade e a distância da parede seguir uma forma logarítmica.

Figura 17: Regiões do escoamento próximo a parede



Fonte: (Dos Santos, 2012).

Nos modelos de turbulência *RANS*, existem dois métodos para se modelar a camada limite ou região interna do escoamento (Versteeg; Malalasekera, 2007):

Método de baixo número de Reynolds: neste caso as equações mediadas do escoamento são solucionadas até a superfície utilizando-se malhas suficientemente refinadas de forma a captar os fortes gradientes de velocidade nesta região.

Método de função de parede: usam-se correlações empíricas e/ou algébricas para se calcular as variáveis do escoamento no primeiro elemento de malha próximo da parede, assim, reduzindo significantemente o número de elementos de malha.

De acordo com a literatura (Dos Santos, 2012), devido sua vantagem computacional, o método de função de parede é geralmente mais utilizado. Entretanto, é necessário determinar a altura relativa à parede do primeiro elemento de malha para sua melhor predição do escoamento nesta região. Com este objetivo, analisa-se o escoamento por meio da distância adimensional em relação a parede (y^+), definida de acordo com a Equação 2, na qual u_τ é a velocidade de atrito viscoso, y a distância da parede e μ e ρ são a viscosidade e densidade do fluido, respectivamente. Além disso, a velocidade adimensional (u^+) varia conforme uma função da distância adimensional em relação a parede, conforme mostrado na Equação (3), na qual U é a velocidade paralela a parede. Mais ainda, a velocidade de atrito viscoso pode ser definida conforme Equação 4, na qual τ_ρ é a tensão de cisalhamento na parede. Assim, de acordo com a recomendação do código *Anssys CFX®* (ANSYS CFX 25.0, 2025), para se realizar simulações com alta acurácia é recomendável que o valor de y^+ seja próximo à unidade nos elementos próximos a parede.

$$y^+ = \frac{\rho u_\tau y}{\mu} \quad (3)$$

$$u^+ = \frac{U}{u_\tau} = f(y^+) \quad (4)$$

$$u_\tau = \sqrt{\frac{\tau_\rho}{\rho}} \quad (5)$$

Nos modelos de parede utilizados por alguns códigos, há a variação automática das formulações da subcamada viscosa e logarítmica por meio de ponderação simples de acordo com a malha local. Desta forma, a subcamada viscosa é modelada de forma simples. Este método é chamado de automático e será utilizado neste trabalho devido ao seu desempenho numérico relacionado ao baixo custo computacional.

3.6 Verificação e Validação

Os métodos numéricos possuem erros e incertezas intrínsecas (Versteeg; Malalasekera, 2007). Desta forma, é necessário quantificar o nível de confiança nos resultados obtidos pelas simulações. Existem dois processos para estabelecer este nível de confiança, a Verificação e a Validação. Seguem as definições destes processos:

Verificação: é o processo de determinar que a implementação do modelo representa com acurácia a descrição conceitual do desenvolvedor do modelo e de sua solução. Este processo

quantifica os erros. A verificação é o processo de “resolver corretamente as equações” (Oberkampf; Trucano, 1998),.

Validação: é o processo de determinar o grau com o qual o modelo é uma representação acurada do problema físico real a partir dos modelos usados. Este processo quantifica as incertezas e diz-se que a validação é “resolver as equações corretas” (Oberkampf; Trucano, 1998).

No processo de Verificação estima-se os erros de truncamento, de convergência iterativa e de discretização. Portanto, para minimizar os erros de truncamento nos cálculos numéricos são consideradas 16 casas decimais, o chamado “*double-precision*” do código *Ansyst CFX*®. Com relação aos erros de convergência iterativa, um critério de 10^{-6} de convergência para as variáveis de interesse é adotado. Finalmente, os erros de discretização são quantificados utilizando-se diferentes refinamentos de malha e de passo temporal.

No processo de Validação estima-se a incerteza por meio de dois sub-processos, a estimativa da incerteza dos dados de entrada e a incerteza do modelo físico. A avaliação da incerteza dos dados de entrada pode ser realizada por meio de testes de sensibilidade. Nestes testes, vários cálculos são efetuados variando-se os dados de entrada baseados em seu valor médio e suas variações esperadas. Assim, as variações dos resultados de interesse podem ser usadas para definir valores mínimos e máximos da faixa esperada. Neste tipo de análise, a influência de cada dado de entrada deve ser estudada separadamente. Na avaliação de incerteza do modelo físico, há a necessidade de comparação dos resultados da análise numérica com resultados experimentais. Este é considerado um teste essencial para uma simulação numérica. Portanto, neste trabalho a validação do modelo proposto foi feita por meio de comparação das variáveis de interesse com resultados experimentais do *SLOFA* obtidos no estudo presente em (IAEA, 2015), o qual, conforme apresentado no item 3.1.6, apresenta resultados experimentais de temperatura de combustíveis instrumentados com termopares de diferentes placas do combustível, central e lateral, para diversas potências de operação de um reator similar ao IEA-R1.

3.7 *Estado da Arte*

Como dito anteriormente, os códigos de sistemas possuem limitações de predizer o fenômeno de convecção natural devido sua natureza unidimensional, além de serem dependentes da nodalização definida por cada usuário. Como exemplo, pode-se citar um estudo de comparação sobre estes códigos (Hainoun et al., 2014). Neste estudo, cinco equipes

independentes modelaram um *SLOFA* para o núcleo do reator IEA-R1 para validar os códigos de sistemas unidimensionais *RELAP5*, *CATHARE*, *MERSAT* e *PARET*. Estes cinco estudos utilizaram os resultados experimentais deste tipo de transiente realizadas pela equipe do IPEN por meio de um combustível instrumentado. Concluíram-se destes estudos que estes códigos são capazes de predizer com acurácia a tendência da temperatura do combustível e do fluido durante o transiente. Entretanto, a temperatura de pico do revestimento foi superestimada em 20% quando comparado com resultados experimentais. Mais recentemente, um estudo numérico (Campos et al., 2023) também avaliou o acidente de *SLOFA* no IEA-R1 utilizando o código *RELAP5* e comparou com os mesmos dados experimentais. Os resultados deste trabalho apresentaram uma diferença máxima de 5% para a temperatura de entrada e saída do núcleo e de 8,7% para a temperatura de pico do revestimento em relação aos dados do experimento. Apesar dos dados da simulação serem conservadores, o que é bom do ponto de vista de análise de segurança, os resultados mostraram uma antecipação da reversão do fluxo quando comparado com os dados experimentais, fato também observado no estudo comentado anteriormente (Hainoun et al., 2014). Por exemplo, o pico de temperatura no termopar TC3 ocorreu em 70s após o início do teste enquanto no experimento o pico ocorreu aos 110s.

Há também trabalhos em *CFD* sobre o mesmo *benchmark*, no qual o código computacional *Ansys CFX®* foi utilizado (Scuro, 2019). Neste trabalho, a diferença máxima de temperatura de pico do revestimento entre a simulação e o experimento ocorreu no termopar TC10 com valor igual 7,3%. Por outro lado, constatou-se que o pico de temperatura no termopar TC10 ocorreu no mesmo instante entre a simulação e o experimento. Desta forma, os códigos de *CFD* se mostram mais adequados para captar os fenômenos físicos que ocorrem no núcleo de reatores quando comparado aos códigos unidimensionais.

Ainda com relação ao *SLOFA*, Salama e El-Morshedy (Salama; El-Morshedy, 2011) utilizaram o código *Ansys Fluent* para realizar uma simulação de um estudo de *benchmark* do reator genérico *IAEA* 10 MW. Neste artigo, também foi simulado o acidente de perda de vazão rápida. Os resultados foram similares aos obtidos na literatura de referência. Entretanto, detalhes tridimensionais do escoamento foram observados. De acordo com os autores, tais detalhes eram perdidos nas simulações unidimensionais. Posteriormente, o mesmo autor investigou com mais detalhes o problema de inversão do escoamento com o mesmo código de *CFD* no reator genérico *IAEA* 10 MW (Salama, 2011). Neste último estudo, foram observadas estruturas tridimensionais relevantes que podem explicar a diferença de resultados entre os códigos unidimensionais e tridimensionais quando simulando este tipo de problema.

Relativo ao método de meio poroso, o código *Ansys Fluent* foi utilizado para simular o reator de pesquisa *Replacement* da Austrália em regime de convecção natural (Yan; Sobh, 2005). Neste trabalho, todo o núcleo do reator foi simulado empregando este método. Outro estudo modelou o reator *TRIGA MARK1* com o objetivo de se investigar sua resposta em caso de dois acidentes, Acidente de Perda de Refrigerante (*Loss of Coolant Accident - LOCA*) e Blecaute da Estação (*Station Blackout - SBO*) (Corzo et al., 2020). O código aberto de *CFD* *OpenFOAM* foi utilizado. Em outro caso, uma equipe conduziu uma investigação de segurança modelando o reator por meio de um acoplamento termo-hidráulico entre os códigos *RELAP5* e *Ansys Fluent*. Este trabalho focou na fase de convecção natural do Reator de Pesquisas de Teerã a fim de aumentar sua potência térmica (Hedayat; Davari, 2022). Mais recentemente, um grupo de pesquisadores (Tusar et al., 2024) modelou o Reator de Pesquisas da Universidade de Ciência e Tecnologia do Missouri por dois métodos de *CFD*, o método tradicional e o modelo de meio poroso. O objetivo deste trabalho foi avaliar um possível aumento de potência do reator analisando seus efeitos nos campos de temperatura e pressão no núcleo e na piscina.

Além de trabalhos em reatores de pesquisa, o método de meio poroso também é largamente empregado no estudo de reatores de potência. Um estudo termo-hidráulico foi realizado no núcleo de um reator *VVER-1000* com o método (Rahimi; Jahanfarnia, 2014). Neste caso, cada elemento combustível foi modelado. Recentemente, pesquisadores japoneses validaram um modelo de meios porosos para escoamento bifásico com dados experimentais de um circuito experimental de um gerador de vapor (Komuro et al., 2022).

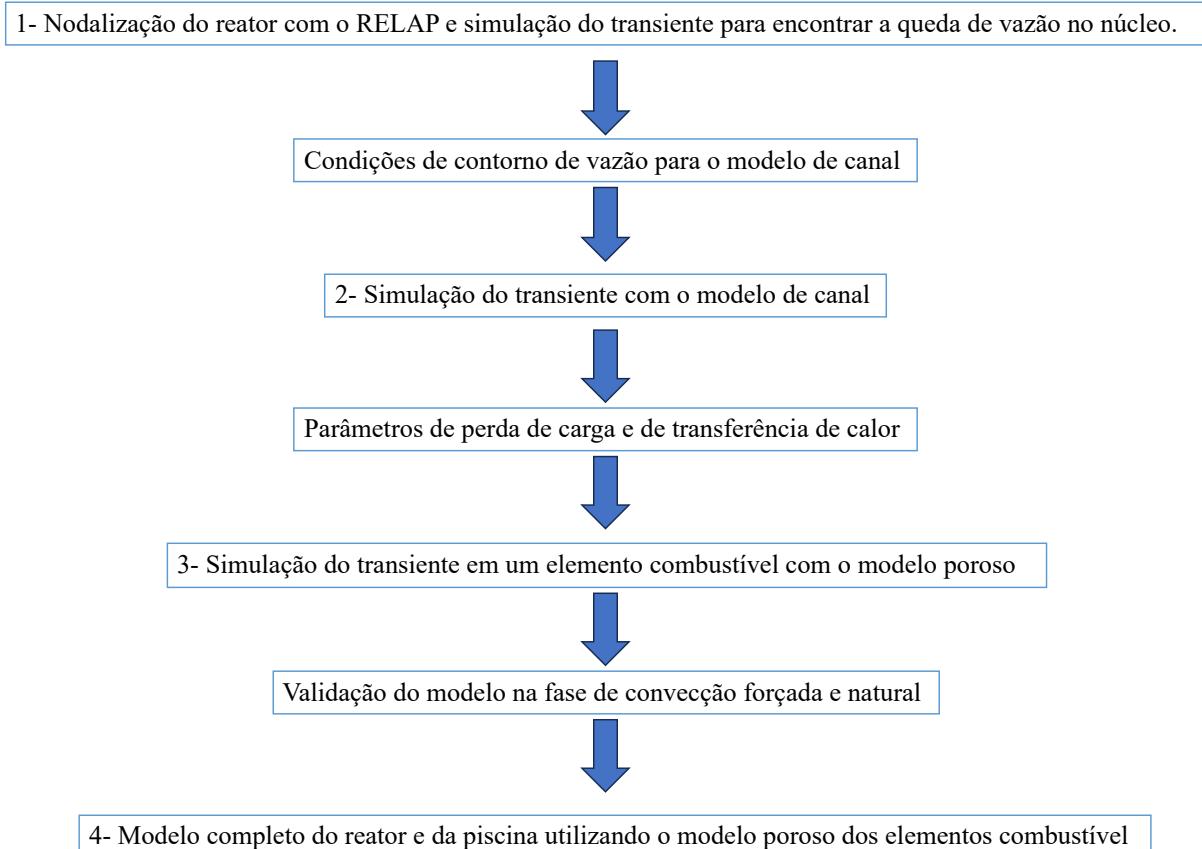
4 METODOLOGIA

Este trabalho foi dividido nas seguintes etapas:

1. Determinação da queda de vazão no núcleo com um modelo de RELAP do reator;
2. Cálculo transiente de um canal combustível para comparação com resultados experimentais e determinação de parâmetros de perda de carga e de transferência de calor por meio de simulações de *CFD*;
3. Cálculo transiente de um elemento combustível utilizando-se *CFD* com técnica de meios porosos para validação deste modelo; e,
4. Desenvolvimento de um modelo com a técnica de meios porosos para simulação da convecção natural no núcleo do reator e sua piscina após o seu desligamento.

Essas mesmas etapas são mostradas com suas entradas e saídas no fluxograma apresentado na Figura 18. Cada etapa é detalhada nos tópicos seguintes.

Figura 18: Metodologia desta dissertação

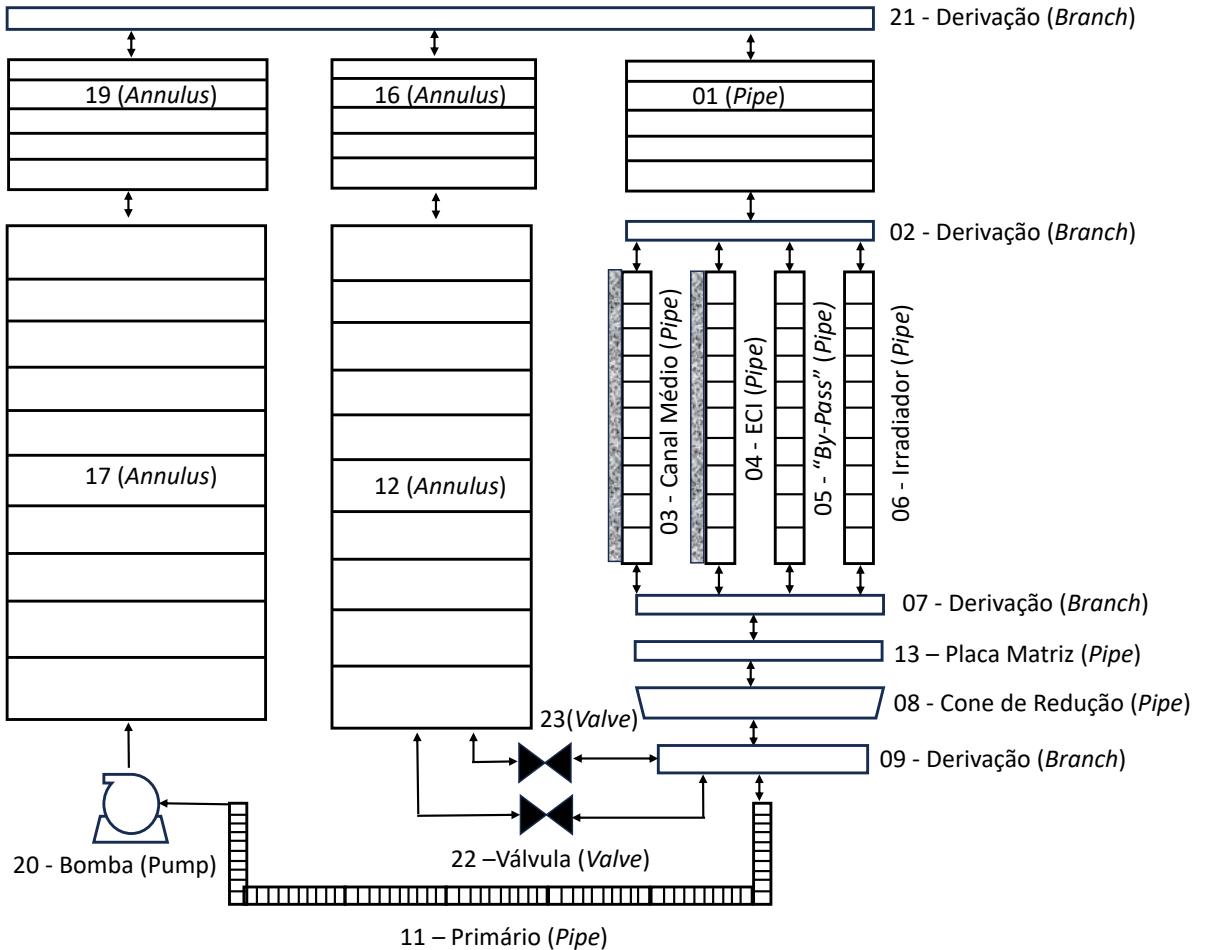


4.1 Determinação da queda de vazão no núcleo

Este tópico apresenta a nodalização do reator IEA-R1 com o código *RELAP5*. Na modelagem com código de sistemas é necessário representar a planta nuclear por meios dos componentes disponíveis no programa. A nodalização do IEA-R1 deste trabalho é apresentada na Figura 19.

O núcleo do reator foi modelado com quatro canais. O componente 03 representa um canal médio correspondente a 23 elementos combustíveis. O componente 04 corresponde ao Elemento Combustível Instrumentado. O 05 representa o “*by-pass*” do reator. Este “*by-pass*” permite que o fluxo de água não passe pelos elementos combustíveis. Esta fuga de escoamento é causada por imperfeições no encaixe entre os elementos combustíveis e a placa matriz. O componente 06 simula o irradiador de berílio no centro do núcleo do reator. Os componentes dos elementos combustíveis foram conectados às estruturas de calor (chamadas no código como “*Heat Structures*”). Estas estruturas de calor foram divididas em duas camadas radiais com 5 nós em cada, uma representando o cerne do combustível e outra o revestimento de alumínio. Na camada do combustível foi introduzida uma fonte de calor correspondente ao quantitativo de elementos combustíveis em cada componente, canal médio e canal quente. Estas estruturas de calor foram modeladas conforme a equação de calor em coordenadas cartesianas.

Figura 19: Nodalização do IEA-R1



Fonte: Autor.

Na parte inferior do núcleo, o cone de redução foi modelado como um componente do tipo “*Pipe*” (08). Neste caso, a área da seção transversal variou em altura de acordo com o componente no núcleo real. Logo abaixo do cone, uma junção do tipo “*Branch*” conecta a saída do núcleo à tubulação do primário (11). Duas válvulas (22 e 23) representam a válvula de convecção natural. Estas válvulas foram modeladas com uma válvula do tipo “*Trip Valve*”. No começo da simulação as válvulas estão fechadas. Quando a vazão no núcleo atinge 58 kg/s, a válvula inferior (componente 22) abre totalmente em 3 segundos. A segunda válvula (23) abre quando há a mudança de direção do escoamento. As duas válvulas foram necessárias, pois a área de escoamento muda durante a inversão do escoamento.

A tubulação do primário foi modelada como um componente do tipo “*Pipe*”. A bomba de circulação (componente 20) foi representada por uma junção dependente do tempo (“*Time*

Dependent Junction") localizada no final desta tubulação. A vazão variável com o tempo foi definida conforme a curva da Figura 7.

A piscina foi modelada com quatro componentes do tipo "Annulus". Dois ânulos internos, componentes 12 e 16, envolvem o núcleo e dois ânulos externos representam as bordas da piscina (componentes 17 e 19). Na parte superior do núcleo, um componente (01) do tipo "Pipe" representa a coluna d'água acima do núcleo. Uma junção conecta os componentes superiores da piscina (21).

A informação do calor de decaimento dos produtos de fissão foi inserida como uma tabela de acordo com a curva mostrada na Figura 6.

4.1.1 Propriedades dos materiais (combustível e revestimento)

As propriedades do Alumínio contido no revestimento foram encontradas na literatura de referência (IAEA, 1992).

Com relação as propriedades do combustível (cerne), a densidade da mistura U₃Si₂-Al foi retirada da especificação do ECI (IPEN, 2010). A capacidade térmica e condutividade do cerne foram estimadas considerando os dados da literatura para o U₃Si₂ e o Al e a porcentagem volumétrica de cada um na mistura (IAEA, 1992). Como a densidade de U (ρ_U) no cerne é de 3 Ug/cm³, pode-se obter a porcentagem volumétrica de U₃Si₂ de acordo com a Equação (7), sendo U a unidade de massa atômica do Urânio (238 u.m.a.), Si a unidade de massa atômica do Silício (28 u.m.a.) e $\rho_{U_3Si_2}$ a densidade da liga U₃Si₂ (12,2 g/cm³).

$$\%_{vol} U_3Si_2 = \frac{\rho_U(3 \times U + 2 \times Si)}{3 \times U \times \rho_{U_3Si_2}} = 26,5\% \quad (6)$$

Assim, a condutividade térmica e capacidade térmica do cerne foram encontradas ponderando-se os dados da liga e do Alumínio pela porcentagem volumétrica de cada um na mistura. A Tabela 4 apresenta os valores finais para as propriedades térmicas dos materiais. Com relação a água, o código possui uma biblioteca interna com suas propriedades.

Tabela 4: Propriedades do revestimento (Al) e do cerne (U_3Si_2 -Al)

-	Al	U_3Si_2	U_3Si_2 -Al (3Ug/cm ³)
Densidade (kg/m ³)	2699	12200	5140
Condutividade Térmica (W/mK)	180	8	111,2
Capacidade Térmica (J/kgK)	906	38,9	789

Fonte: Autor

4.2 Escolha do Código Computacional de CFD

No início deste trabalho dois códigos de *CFD* foram considerados, o *Ansyst CFX*[®] e o *Ansyst Fluent*[®]. Desta forma, as primeiras simulações foram realizadas nos dois códigos. Devido a inversão do escoamento durante a simulação do *SLOFA*, ambas as condições de contorno do fluido necessitam permitir sua entrada e saída de acordo com as condições estabelecidas pelo problema.

O código *Ansyst CFX*[®] possui a condição de contorno conhecida como “*Opening*” que permite a entrada e saída do fluido por uma mesma fronteira. Neste caso, há a necessidade de se especificar uma pressão estática neste tipo de condição de contorno. Não há a possibilidade de se especificar uma vazão mássica ou velocidade de entrada com a condição “*Opening*”.

Por outro lado, no código *Ansyst Fluent*[®] a condição de contorno “*Outlet*” permite que o fluido retorne ao domínio computacional dependendo das condições do escoamento. Entretanto, durante as simulações do *SLOFA*, quando ocorria a inversão do escoamento o método numérico não convergia de forma apropriada. Assim, o fluido não retornava para o domínio pela saída conforme se esperava. Portanto, o uso deste código foi descartado e as simulações foram realizadas com o código *Ansyst CFX*[®].

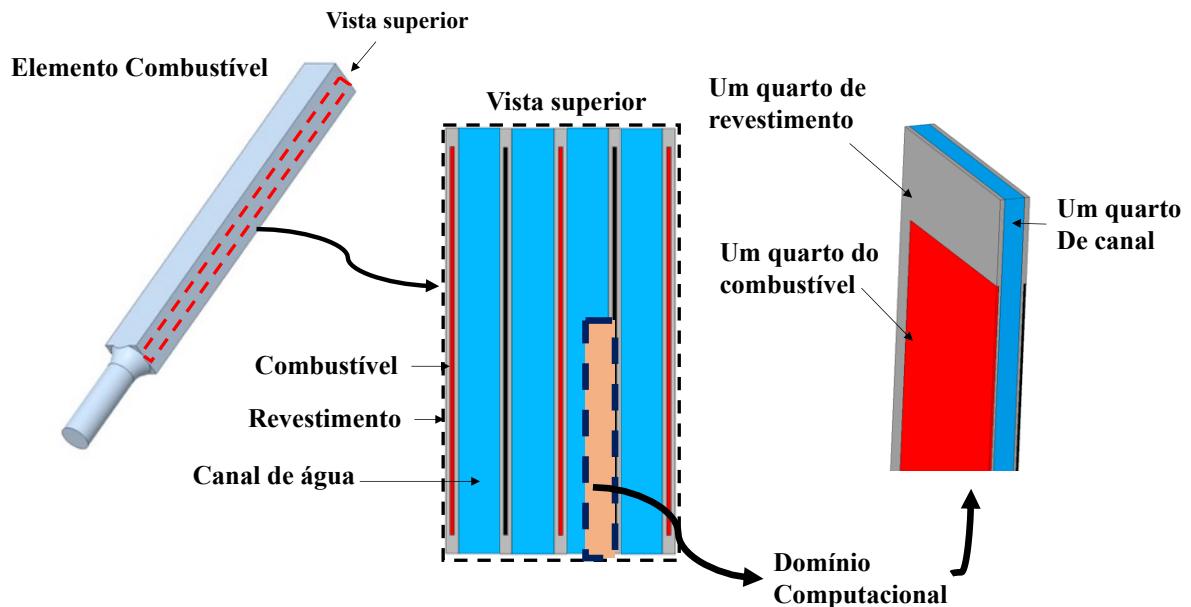
4.3 Método de Canal Combustível (Modelo convencional de CFD)

Nesta abordagem, o combustível, o revestimento e a região fluída foram modelados conforme definido na Figura 20. Com este modelo, foi efetuado um cálculo em regime permanente para estimar as condições do reator em condição normal de operação e dois cálculos em regime transitente. O objetivo do cálculo permanente foi criar as condições no núcleo antes do desligamento para ser usado como condição inicial dos cálculos em regime transitente. A primeira simulação em regime transitente foi realizada para definir uma curva de pressão na entrada a partir de uma curva de vazão. Em seguida, na segunda simulação transitente, a curva de pressão obtida na curva no cálculo anterior foi utilizada como condição de contorno na entrada, conforme metodologia desenvolvida por Scuro (2019).

4.3.1 Domínio Computacional

Devido a simetria do canal e do combustível, somente um quarto de um canal e uma placa foram modeladas no domínio computacional, conforme pode ser visto pela Figura 20. A Tabela 5 complementa esta figura com as dimensões do domínio computacional.

Figura 20: Domínio Computacional



Fonte: autor.

Tabela 5: Dimensões do domínio Computacional (em mm)

-	Cerne	Revestimento	Canal Fluido
Espessura	0,760	0,76	1,445
Largura	30,175	33,75	33,750
Comprimento	600,000	625,00	625,000

Fonte: Autor.

4.3.3 Condições de Contorno

Este tópico descreve as condições de contorno utilizadas em cada simulação. Nesta condição a vazão simulada foi estimada levando em consideração a vazão do circuito primário quando em funcionamento com convecção forçada. No regime de convecção natural, as partes inferior e superior do domínio fluido foram consideradas como condição do tipo “*Opening*”, pois, o calor do combustível que será a força motriz do escoamento.

Assim, foram utilizadas as seguintes condições de contorno para cada simulação:

1. Regime Permanente (antes do acidente):

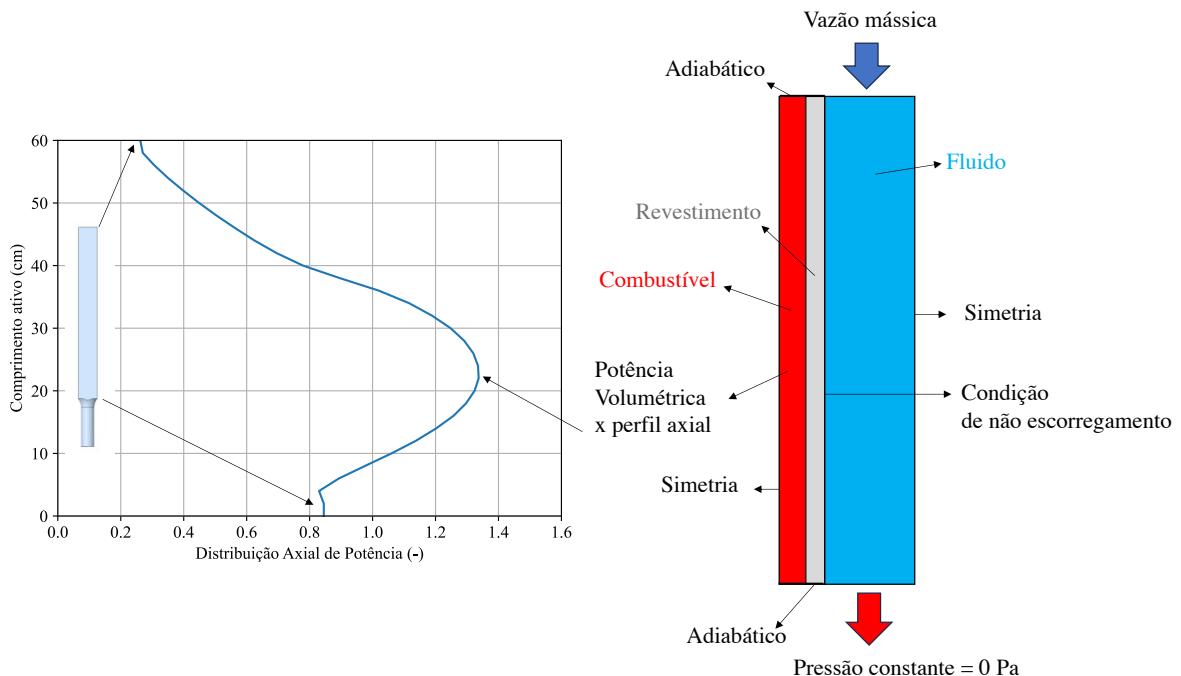
Combustível: região sólida com geração de calor volumétrica constante correspondente a potência inicial do reator. Esta potência volumétrica foi encontrada dividindo-se a potência do reator (3,5 MW) pelas 408 placas no núcleo, sendo 20 elementos combustíveis com 18 placas e 4 elementos de controle com 12 placas e o volume do cerne. Além disso, este valor foi multiplicado pelo fator radial de potência correspondente à posição do ECI-208 no experimento (posição 208 da Figura 11) que era igual à 0,89 e pela média do perfil axial no canal médio (0,89), resultando em $2,47 \times 10^8 \text{ W/m}^3$. Finalmente, o perfil axial de potência foi considerado ao longo do combustível para uma placa central de acordo com o perfil apresentado na Figura 12.

Revestimento: região sólida compreendida entre o combustível e a região fluida. Na fronteira com a região fluida a condição de não escorregamento foi aplicada.

Fluido: região fluida em contato com o revestimento do combustível. Na entrada foi especificada uma vazão e na saída uma condição de pressão constante igual à 0 Pa. Como a geometria do núcleo foi simplificada, fez-se necessário estimar a vazão do fluido refrigerante em um quarto de canal de elemento combustível. A estimativa para o modelo computacional foi encontrada dividindo-se a vazão no elemento combustível em regime permanente (22,8 m^3/h) pela quantidade de canais (17). Adicionalmente, foi considerado que o canal central possui uma vazão 2% inferior a média simples conforme estudos experimentais de (Ha; Garland, 2006). Assim, a vazão no modelo computacional foi igual à 0,090362 kg/s (vazão em um quarto de canal). Neste cálculo foi tomada a densidade da água igual à 970 kg/m^3 correspondente a temperatura e pressão iguais à 32,7 °C e 168064 Pa, respectivamente. A temperatura de entrada foi considerada constante e igual à 32,7 °C de acordo com dados experimentais. (Umbehaun et al., 2015). A pressão considerada no domínio fluido (168064 Pa) é a soma da pressão atmosférica (97272 Pa) mais a pressão da coluna de água no meio do

elemento combustível (70792 Pa). A Figura 21 apresenta de forma simplificada as condições de contorno em regime permanente e em regime transitório com curva de vazão imposta na entrada.

Figura 21: Condições de Contorno Regime Permanente e Transiente (Curva de Vazão)



Fonte: Autor.

2. Regime Transiente com curva de vazão (início do acidente até 87 segundos):

Combustível: durante os 3s iniciais da simulação foi considerada a potência volumétrica do regime de operação normal ($2,47 \times 10^8 \text{ W/m}^3$) multiplicada pelo perfil axial de potência, conforme apresentado na Figura 21. Após este tempo, a geração de calor volumétrica cai de acordo com a curva de calor de decaimento do combustível, conforme Figura 6. Entretanto, o valor percentual considerado foi relativo à 3% acima da potência antes do acidente devido ao histórico de potência do reator. Esta potência média foi calculada por meio dos dados experimentais (Umbehaun et al., 2015).

Revestimento: condição de não escorregamento na parede.

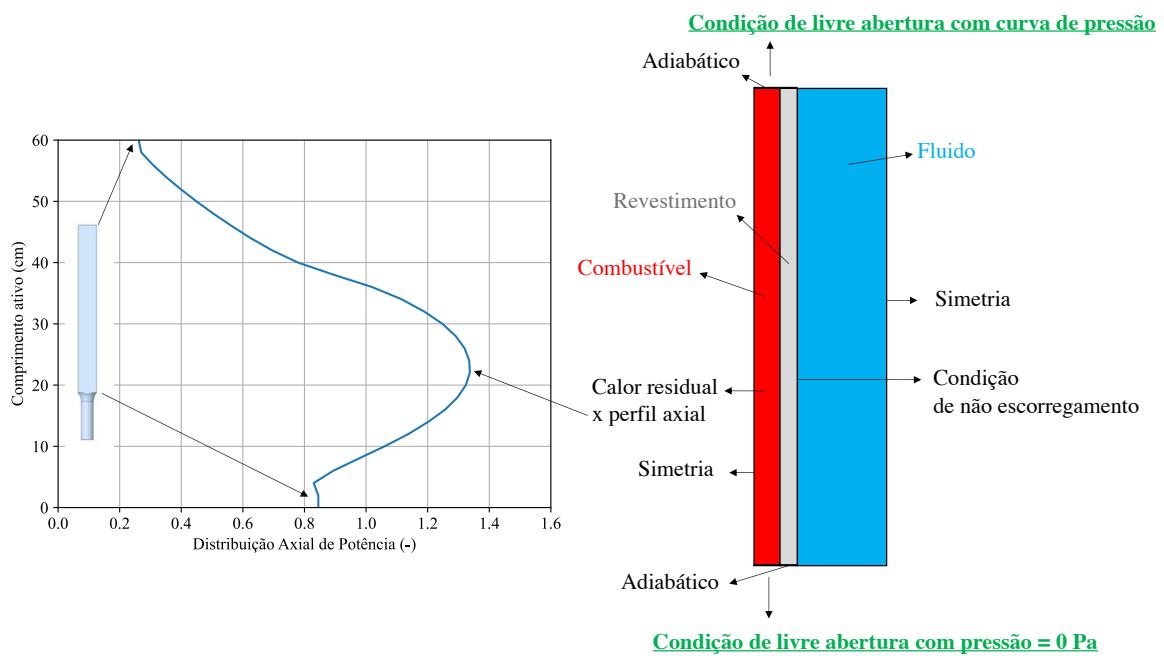
Fluido: A região superior do domínio foi definida como entrada com vazão variável no tempo de acordo com a curva de queda de vazão no núcleo, mostrada na Seção 5.1. Esta curva foi calculada utilizando-se o código *RELAP*. Na fronteira inferior considerou-se uma pressão

dinâmica igual à 0 Pa.

3. Regime Transiente com curva de pressão (início do acidente até 200 segundos):

Neste caso as condições do cerne e do revestimento foram idênticas a primeira simulação transiente. Entretanto, as condições de contorno do fluido foram modificadas para simular a dinâmica da inversão do escoamento. Assim, as regiões de entrada e saída foram definidas como condição de livre abertura. Na saída foi especificada pressão dinâmica igual à 0 Pa e na entrada foi definida a curva de pressão obtida na primeira simulação transiente. A Figura 22 mostra estas condições de contorno.

Figura 22: Condições de Contorno em Regime Transiente (Curva de Pressão)

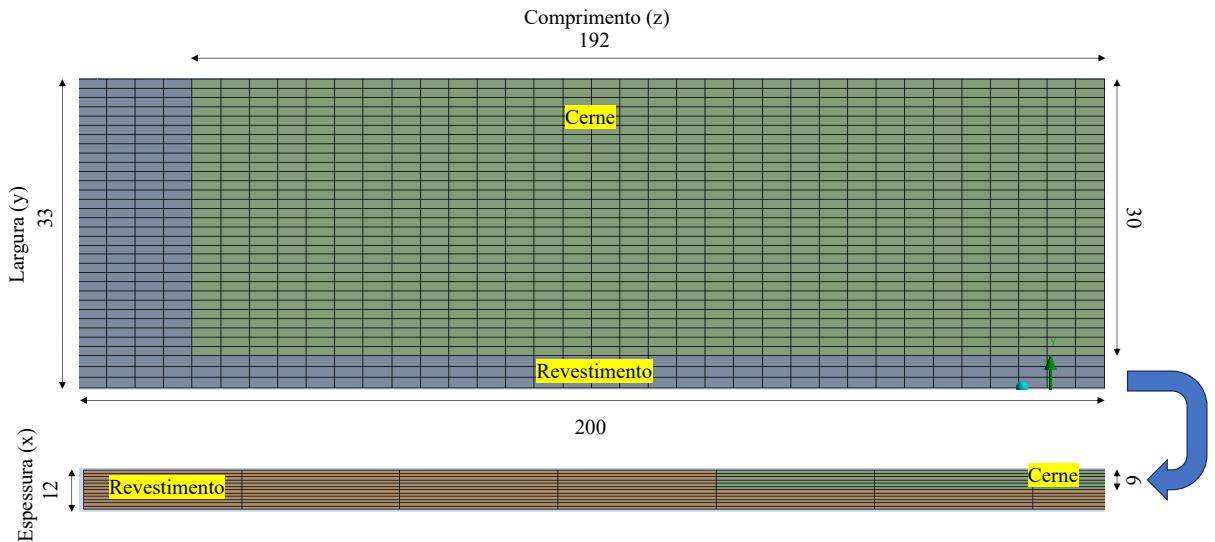


Fonte: Autor.

4.3.4 Discretização Espacial (Malha)

Os domínios sólidos e fluido foram discretizados por meio de elementos hexaédricos. Os elementos hexaédricos fazem com que a malha gerada seja ortogonal, garantindo sua boa qualidade. No caso dos domínios sólidos, o cerne e o revestimento foram divididos no número de elementos de acordo com a Figura 23.

Figura 23: Número de elementos nos domínios sólidos



Fonte: Autor.

No domínio fluido, cinco malhas foram criadas em um primeiro momento. Estas malhas foram progressivamente refinadas seguindo o procedimento proposto pela literatura (Celik et al., 2008). Nesta metodologia define-se que a razão de refinamento entre uma malha e outra deve ser próximo de 1,3 quando se usa 3 malhas e próximo de 1,2 para mais de 3 malhas. A razão de refinamento pode ser calculada de acordo com a Equação (7) e (8), sendo N o número de elementos e ΔV_i o volume do elemento i .

$$r_i = h_{i+1}/h_i \quad (7)$$

$$h_i = \left[\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (\Delta V_i) \right]^{1/3} \quad (8)$$

O manual do código recomenda um número mínimo de 10 elementos próximos a parede quando se usa a função de parede automática (ANSYS CFX 25.0, 2025).

Considerando este método proposto, as cinco malhas geradas possuem as características apresentadas na Tabela 6. A razão de crescimento na parede da placa (na direção da espessura do domínio) foi igual à 10 e na parede do elemento (direção da largura) foi igual à 30.

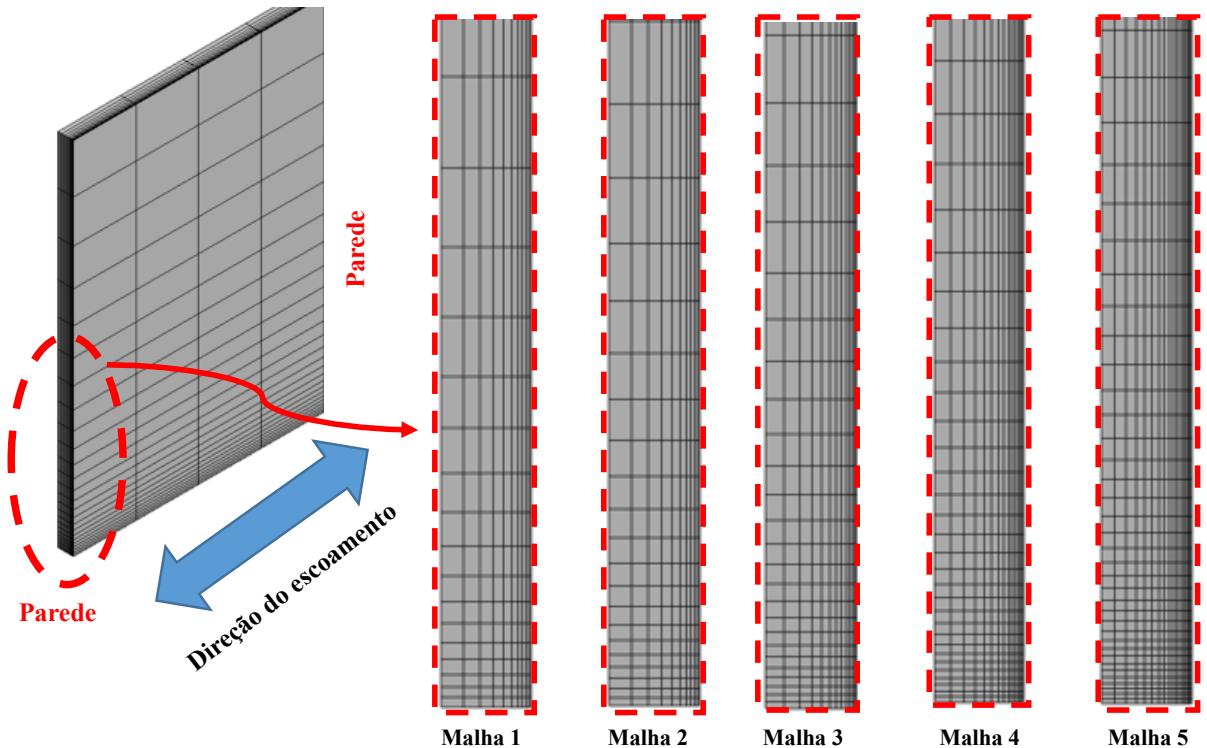
Tabela 6: Número de elementos no domínio fluido (malhas iniciais)

Malha	Largura	Espessura	Comprimento	Total	h [mm] $\times 10^{-2}$	r
1	10	25	173	122.200	62,1	
2	10	30	207	139.200	59,4	1,04
3	12	36	249	186.768	53,9	1,10
4	14	44	300	264.000	48,0	1,12
5	17	52	358	395.672	42,0	1,14

Fonte: Autor.

A Figura 24 mostra em detalhes as primeiras cinco malhas geradas na região do fluido próximo as duas paredes deste domínio. Nesta figura é possível notar o grau de refinamento progressivo das malhas e o refinamento próximo às paredes.

Figura 24: Malhas iniciais do fluido próximo as paredes (Vista transversal ao escoamento)

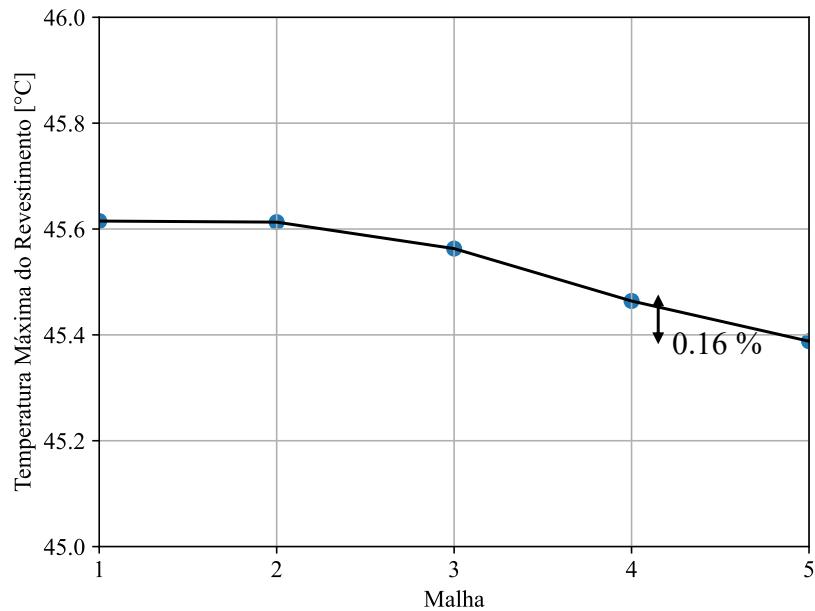


Fonte: Autor.

Com relação à convergência de malha, foram escolhidas como variáveis de interesse do problema a temperatura máxima do revestimento e a temperatura média do fluido na saída (parte inferior do domínio). A Figura 25 e a Figura 26 apresentam os resultados dessas variáveis para as diferentes malhas construídas para o caso de regime permanente. Como pode-se observar, a variação da temperatura média do fluido encontra-se na terceira casa decimal com variação igual à 0% na última malha. No caso da temperatura máxima do revestimento, a

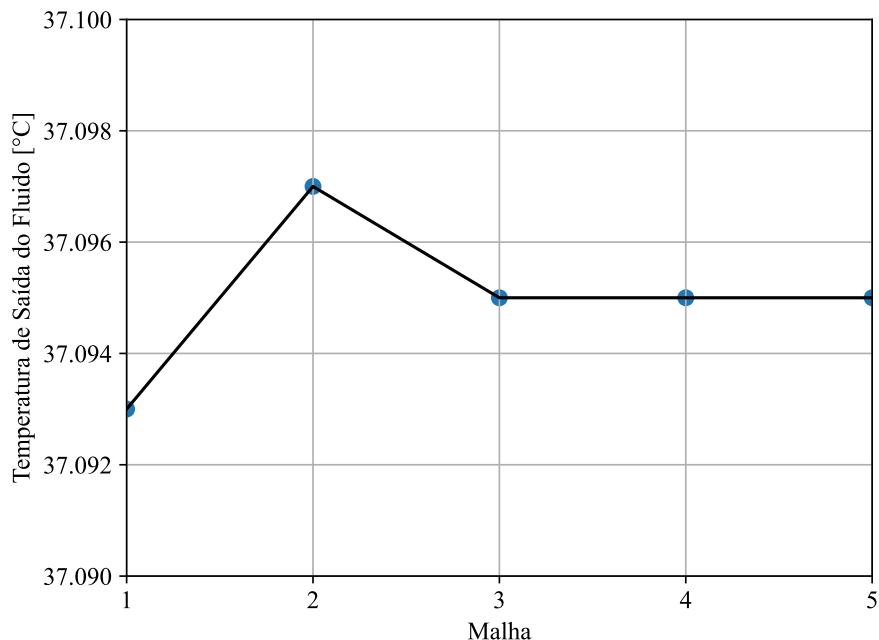
variação entre uma malha e outra encontra-se na primeira casa decimal, sendo a variação final igual à 0,17%.

Figura 25: Temperatura Máxima do Revestimento para diferentes malhas



Fonte: Autor.

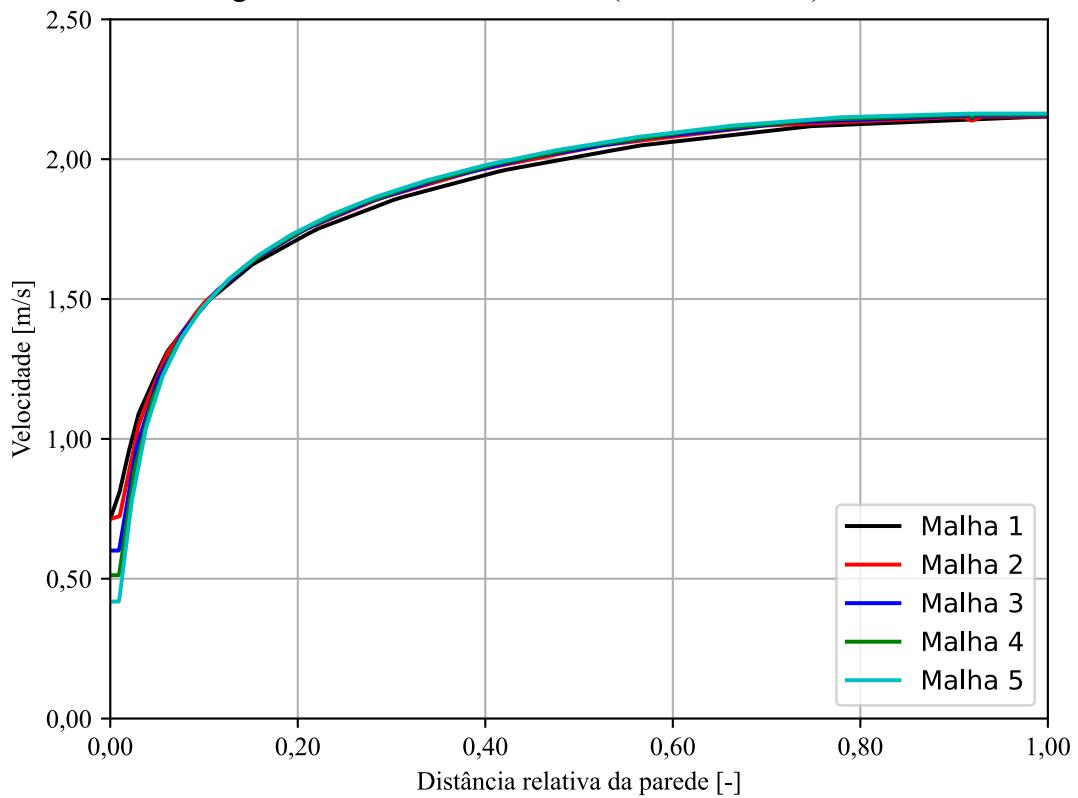
Figura 26: Temperatura Média do Fluido na saída para diferentes malhas



Fonte: Autor.

Entretanto, quando se analisou o perfil de velocidade na direção perpendicular à parede da placa. Notaram-se pequenas variações no perfil de velocidade, principalmente, próximo à parede, Figura 27.

Figura 27: Perfil de velocidade (malhas iniciais)



Fonte: Autor.

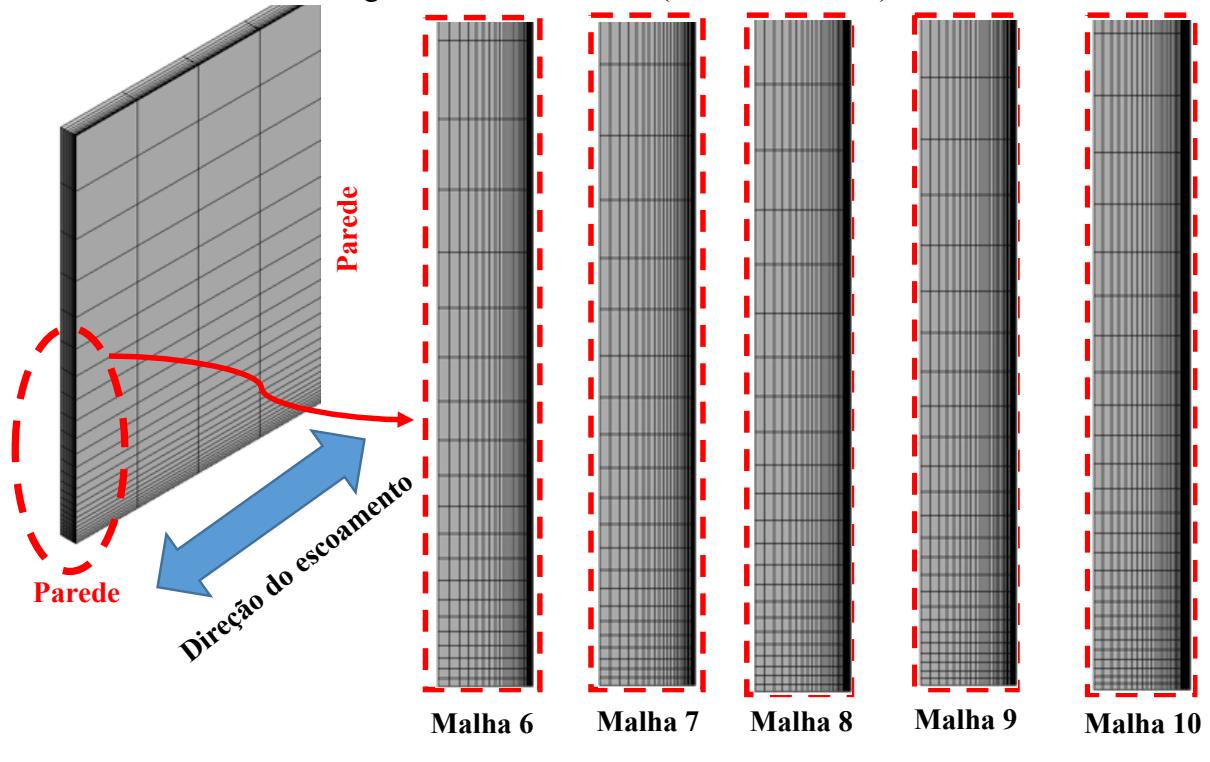
Desta forma, outras cinco malhas foram geradas com outras características aumentando-se o número de elementos próximo à parede da placa e com razão de crescimento igual à 30, Tabela 7. Tentou-se, também, obter um fator r próximo de 1,2.

Tabela 7: Número de elementos no domínio fluido (malhas finais)

Malha	Largura	Espessura	Comprimento	Total	h [mm] $\times 10^{-2}$	r
6	28	30	200	247.200	60,3	
7	30	32	214	284.640	49,2	1,22
8	32	34	228	328.640	40,2	1,22
9	34	36	245	387.410	32,8	1,22
10	36	40	262	447.408	26,8	1,22

A Figura 28 mostra as novas malhas criadas. Percebe-se um refinamento maior próximo à parede da placa.

Figura 28: Malhas finais (modelo de canal)

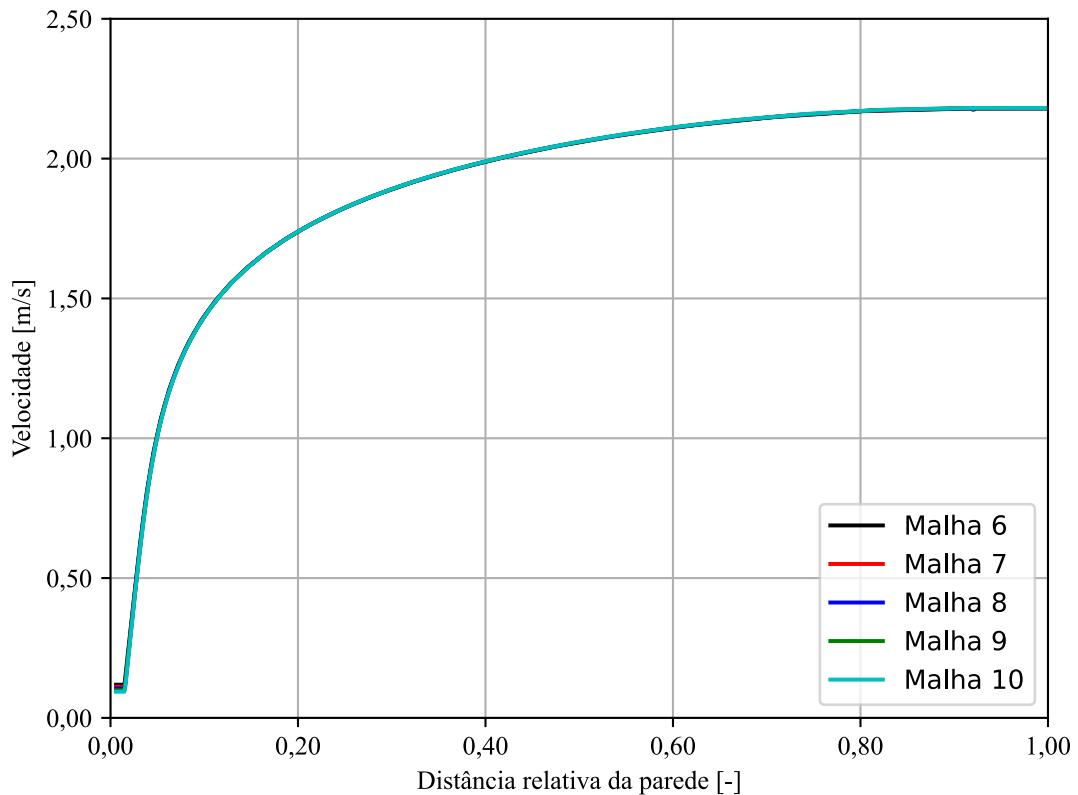


Fonte: Autor.

Após estes ajustes, novamente foi analisado o perfil de velocidade perpendicular à parede da placa, Figura 29. Nota-se que o maior grau de refinamento próximo à parede resultou em um maior grau de convergência das malhas, tanto próximo a superfície quanto ao longo da camada limite. Em relação a convergência da perda de carga ao longo do canal, a variação entre todos os casos foi da ordem de 0,2%. Além disso, a partir da malha 8, o perfil de velocidade praticamente não mudou próximo à parede. Assim, esta malha foi escolhida para realizar os cálculos transitórios. A variável y^+ permaneceu abaixo de 1 conforme indicado para o modelo *RANS k- ω* .

Esta análise das malhas mostra a importância do refinamento próximo à parede, principalmente, quando se usa o modelo de turbulência *RANS k- ω* . Ressalta-se, também, que a análise de variáveis médias, como temperatura média e perda de carga, tendem a ocultar erros provenientes das malhas. Portanto, é sempre importante analisar algum perfil, seja de velocidade ou temperatura.

Figura 29: Perfil de velocidade (malhas finais)



Fonte: Autor.

4.3.5 Discretização temporal (Passo no tempo)

O critério de aceitação para o passo no tempo se baseou no número de *Courant*. O número de *Courant* é um adimensional que relaciona a velocidade do escoamento, o passo no tempo e o tamanho da malha em determinado volume de controle. Matematicamente, o número de *Courant* é definido conforme a Equação 7, na qual U é a velocidade, Δt é o passo no tempo e Δh é o tamanho do elemento de malha. Fisicamente, o número de *Courant* indica o quanto a informação de determinada variável viaja pela malha em determinada unidade de tempo. Desta forma, para o passo no tempo ser adequado ao escoamento analisado é necessário que o *Courant* seja menor do que a unidade. Uma vez que números maiores do que a unidade, indicam que a informação se propaga em mais de um elemento de malha em cada passo no tempo, tornando a solução do problema sem acurácia e o cálculo instável numericamente.

O código *Ansys CFX*[®] calcula o número de *Courant* em cada iteração para todos os volumes de controle. Assim, o usuário pode acompanhar esta informação ao longo da simulação.

Durante as simulações foi observado que um passo no tempo igual a 0,001 atinge o critério de *Courant* menor do que a unidade. Assim, foi estabelecido este passo no tempo.

$$C = \frac{U\Delta t}{\Delta h} \quad (9)$$

4.3.6 Parâmetros numéricos

O modelo de turbulência utilizado nas simulações foi o modelo *RANS k-ω*, conforme discutido anteriormente na seção 3.5.1. Os parâmetros numéricos utilizados são apresentados na Tabela 8.

Tabela 8: Parâmetros numéricos

Termo	Método
Advectivo	Alta resolução
Transiente	Euler de Segunda Ordem (“ <i>Backward</i> ”)
Turbulento	Alta resolução

4.3.7 Propriedades dos materiais

As propriedades da água, utilizadas nas simulações de *CFD*, foram provenientes da base de dados da Associação Internacional para Propriedades da Água e Vapor (*The International Association for the Properties of Water and Steam - IAPWS97*) (Wagner; Pruß, 2002). O código *Ansys CFX®* possui internamente esta base de dados para sua utilização. Neste caso, as propriedades foram consideradas variáveis de acordo com a pressão e a temperatura local. As propriedades do combustível e do revestimento consideradas são mostradas na Tabela 4.

4.3.8 Modelo de Convecção Natural

Para se modelar a convecção natural é necessário acrescentar um termo de empuxo nas equações de momento. Normalmente, este termo é definido de acordo com o modelo de Boussineq. Neste modelo, o empuxo é calculado com o coeficiente de expansão térmica (β), uma densidade (ρ_{ref}) e temperatura de referências (T_{ref}), conforme Equação (10). O código

Ansys CFX®, por outro lado, utiliza um modelo somente com uma densidade de referência, Equação (11). Assim, foi definido como uma densidade de referência 994,5 kg/m³. Esta densidade corresponde à densidade da água em uma pressão equivalente a uma coluna de água no centróide do núcleo do reator (7,254 m) a uma temperatura 32,5 °C. O valor da gravidade considerado foi igual à 9,8 m/s².

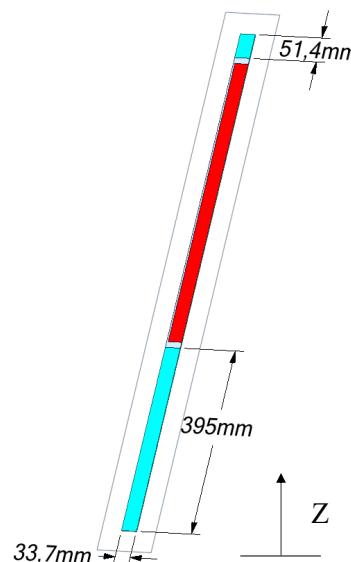
$$S_{empuxo} = -\rho_{ref}g\beta(T - T_{ref}) \quad (10)$$

$$S_{empuxo} = -g(\rho - \rho_{ref}) \quad (11)$$

4.3.9 Estudo do efeito de entrada no modelo de canal

No elemento combustível experimental, o fluido sofre uma constrição de área quando entra nos canais. A fim de analisar a influência desta constrição nos resultados numéricos, um outro modelo foi criado. Neste novo modelo, o domínio do fluido foi estendido na direção do escoamento tanto em sua parte inferior como superior. Este novo modelo permite captar os efeitos de entrada e um melhor cálculo da perda de carga no elemento combustível. O restante do modelo de canal foi mantido o mesmo. As propriedades da malha do fluido foram mantidas para o domínio estendido. Este domínio é apresentado na Figura 30.

Figura 30: Domínio computacional do modelo de canal com entrada e saída.



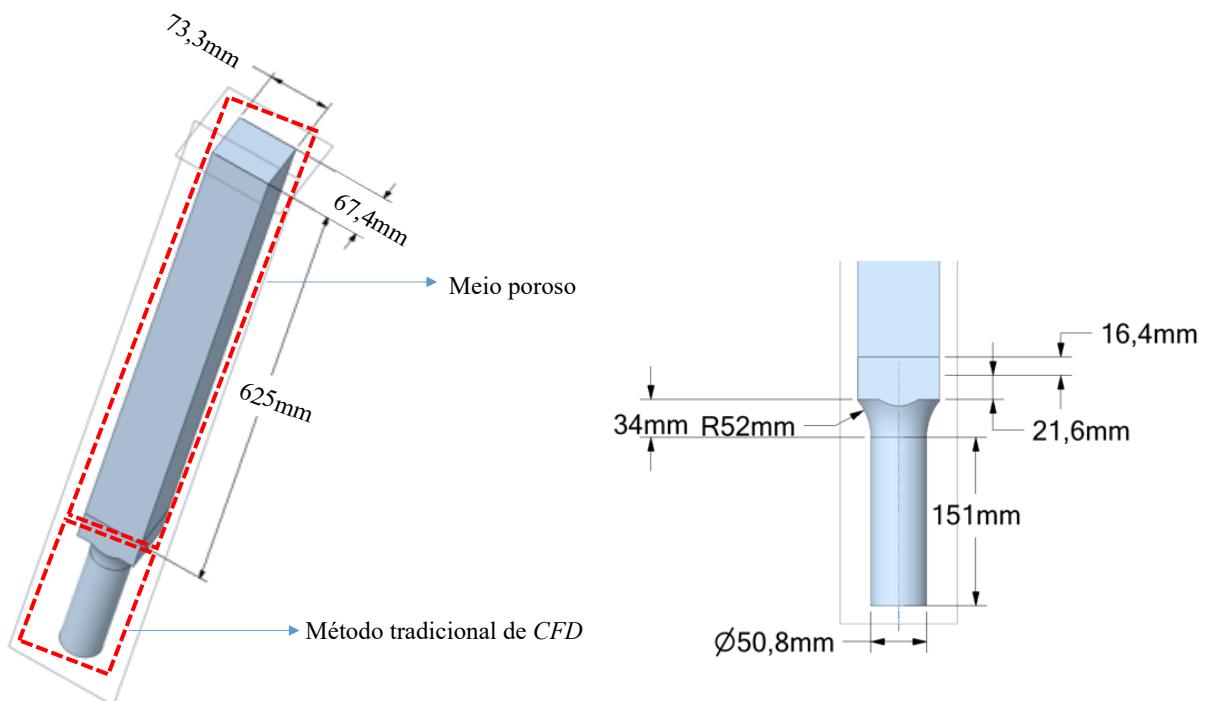
Fonte: Autor.

4.4 Modelo Poroso (Elemento combustível)

Nesta segunda abordagem, um elemento combustível foi dividido em dois domínios computacionais. A região das placas combustíveis foi modelada com o método de meios porosos devido ao padrão organizado das placas combustíveis. A parte inferior do elemento foi calculada com o método tradicional de *CFD*. A geometria computacional é apresentada na

Figura 31.

Figura 31: Domínio computacional do elemento combustível

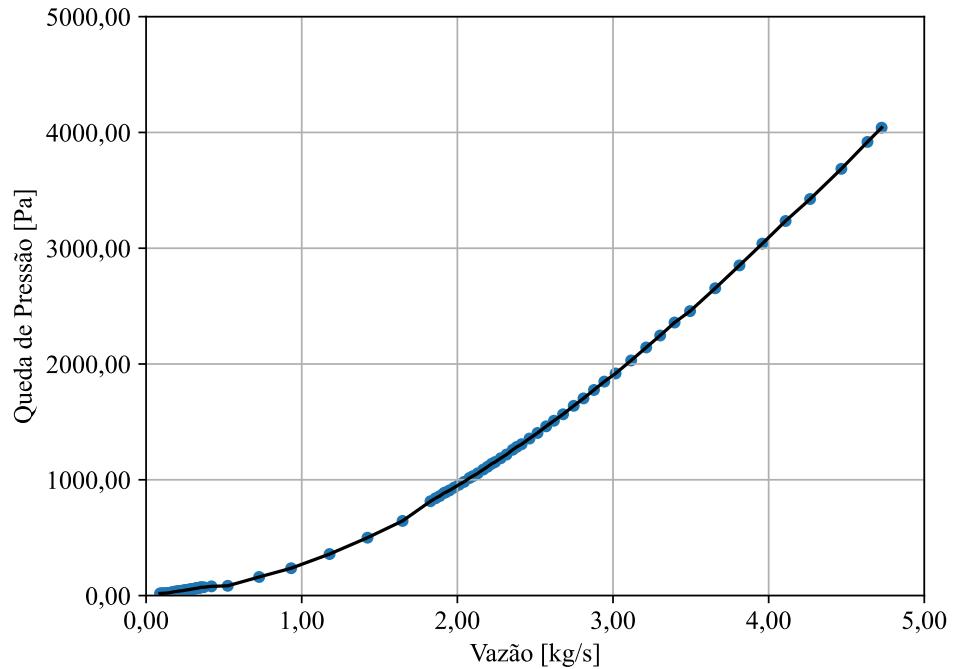


Fonte: Autor.

As características de perda de carga do modelo poroso foram definidas com os dados da simulação transiente do modelo do canal combustível. A Figura 32 mostra a queda de pressão no canal combustível em função da vazão. Estes dados de interesse foram transformados em um outro gráfico, sendo o eixo das ordenadas correspondente a perda de carga por comprimento do canal e o eixo das abscissas à velocidade média no canal, Figura 33. Conforme era de se esperar, a queda de pressão ao longo do canal possui um perfil quadrático em relação à velocidade. Deste modo, um ajuste de curva foi realizado para se encontrar os coeficientes quadrático e linear para o modelo poroso. Como pode se observar pela Figura 30, estes coeficientes foram iguais à 2528 e 1010. Além disso, considerou-se somente a perda de carga

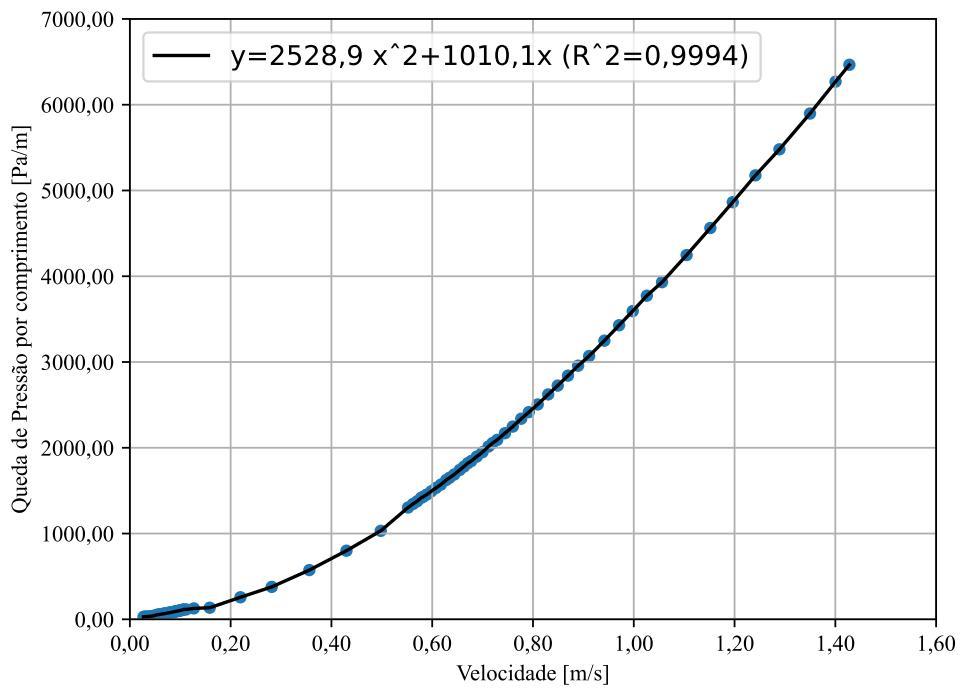
no sentido longitudinal ao canal, ou seja, perdas anisotrópicas. Esta metodologia foi baseada na literatura de modelagem de pequenos reatores (Hedayat; Davari, 2022).

Figura 32: Queda de pressão no canal combustível



Fonte: Autor.

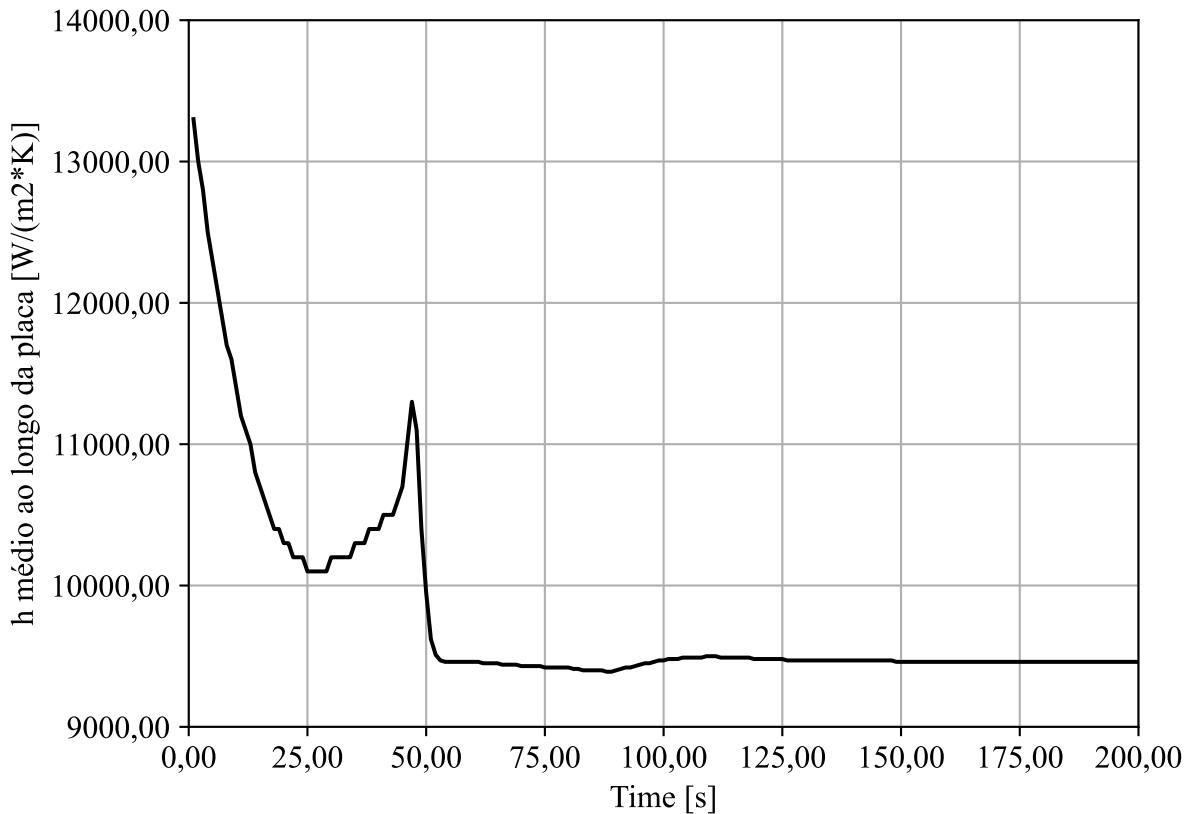
Figura 33: Queda de pressão por comprimento no canal combustível (dado de entrada)



Fonte: Autor.

A porosidade da parte superior do elemento combustível é igual à 0,668. Este valor foi calculado considerando-se o volume do cerne combustível e do revestimento em relação ao volume total da parte superior. A potência calorífica do combustível foi modelada conforme uma fonte de calor volumétrica correspondente ao calor gerado por um elemento combustível (127,8 kW) variando ao longo da altura do elemento de acordo com o perfil axial de potência do ECI-208. Os dois volumes foram considerados, pois no código não é possível modelar mais de um sólido no modelo poroso. O coeficiente de convecção no modelo poroso foi considerado de acordo com o gráfico da Figura 34. Esta figura representa uma média ponderada pela área dos elementos de malha ao longo da altura do canal.

Figura 34: Coeficiente convectivo médio ponderado pela área ao longo da placa



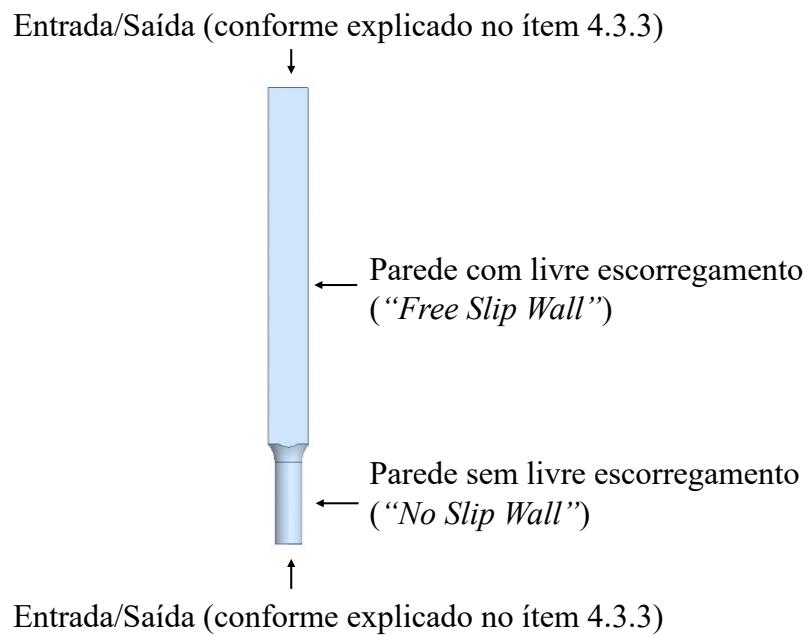
Fonte: Autor.

Assim como no primeiro modelo, foram realizadas três simulações. Uma em regime permanente e duas em regime transitente, conforme explicado no item 4.3.2.

4.4.1 Condições de Contorno

Na parte porosa, as laterais do elemento combustível foram modeladas como condição de parede com livre escorregamento. Na região de entrada, as laterais foram consideradas como parede sem livre escorregamento. As condições na entrada e na saída foram as mesmas descritas no item 4.3.3. Entretanto, a vazão na entrada foi ajustada para um elemento combustível. Estas condições de contorno são detalhadas na Figura 35.

Figura 35: Condições de contorno do elemento combustível

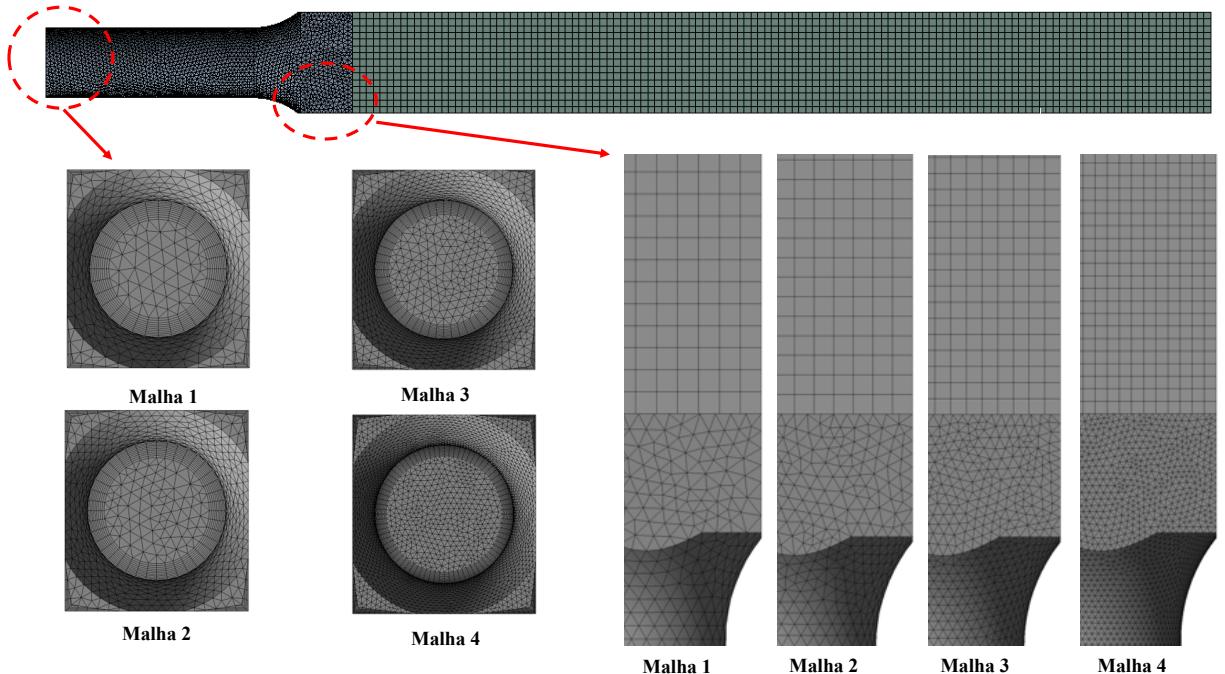


Fonte: Autor.

4.4.2 Discretização Espacial e Temporal

Após a confecção da geometria, quatro malhas foram analisadas. Na região porosa foram gerados elementos hexaédricos. Na região calculada com *CFD* tradicional foram utilizados elementos tretaédricos com *Inflation*, elementos prismáticos usados para se captar a camada limite, próximo às paredes. Estas malhas são apresentadas na Figura 36 e foram progressivamente refinadas.

Figura 36: Malha do elemento combustível



Fonte: Autor.

A Tabela 9 apresenta as propriedades das malhas. As colunas correspondentes a “Região Porosa (mm)” e “Região Inferior (mm)” mostram o tamanho dos elementos nas respectivas regiões.

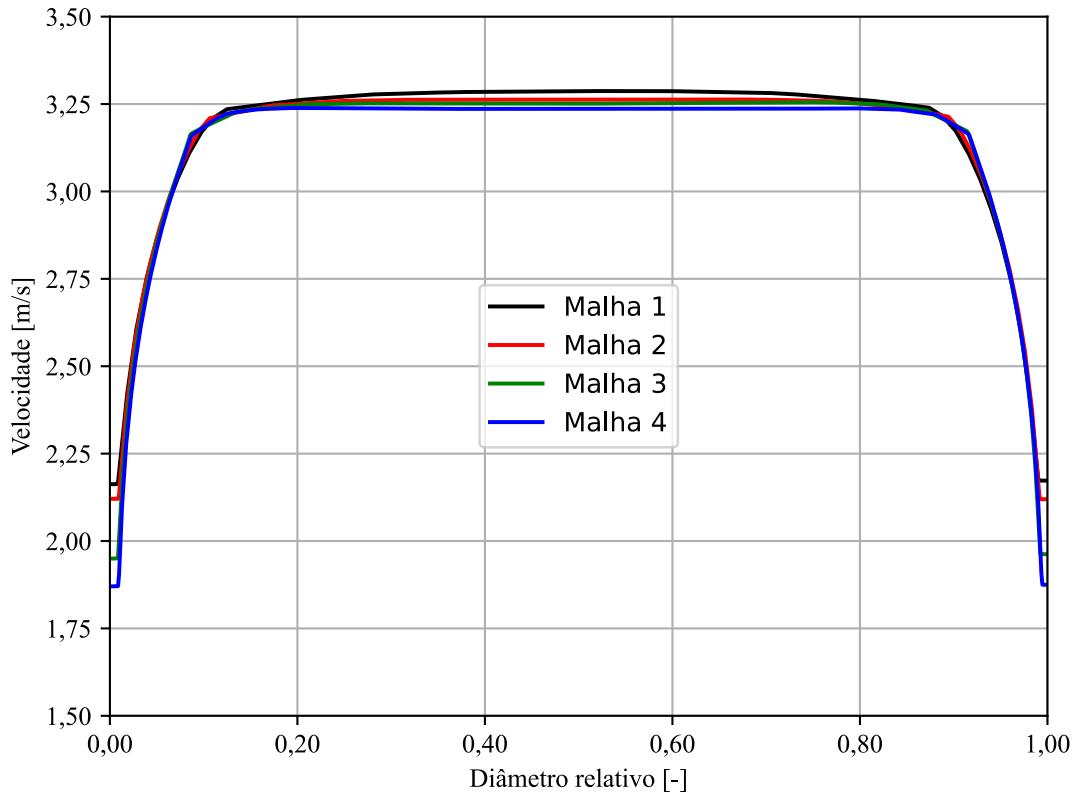
Tabela 9: Tamanho dos elementos de malha

Malha	Região porosa (mm)	Região inferior (mm)	<i>Inflation</i>		Nº de elementos
			Nº de camadas	Altura total (mm)	
1	7	5	10	6	68.705
2	6	4	10	5	120.155
3	5	3	12	4	256.778
4	4	2	14	4	321.702

Fonte: Autor.

Quanto a convergência da malha, a Figura 37 apresenta o perfil de velocidade na saída do cone do elemento combustível. Os perfis são relativamente equivalentes com pequenos desvios na parede e na região central. Portanto, a malha 4 foi considerada adequada para os cálculos transientes.

Figura 37: Perfil de velocidade na saída do cone do elemento combustível



Fonte: Autor.

O passo no tempo durante os cálculos transitórios foi igual à 0,001 de forma a manter o número de *Courant* menor do que a unidade.

Relativo ao ganho computacional do modelo poroso, comparou-se a quantidade de elementos de malha na parte porosa do elemento combustível com o caso de canal para as malhas mais refinadas. Assim, estimou-se que o ganho computacional obtido foi aproximadamente igual a 83. Tal número demonstra a extrema vantagem computacional da técnica de meios porosos.

4.4.3 Propriedades dos materiais

No código *Ansys CFX*® somente um sólido pode ser modelado quando se utiliza o método de meio poroso. Desta forma, as propriedades do sólido (densidade, capacidade térmica e condutividade térmica) foram calculadas de acordo com a média ponderada pela massa das propriedades do combustível e do revestimento. Logo, as placas não foram discretizadas. As

placas são formadas como se fossem um aglomerado de partículas igualmente distribuídas no domínio.

4.5 Modelo do Núcleo em regime de convecção natural

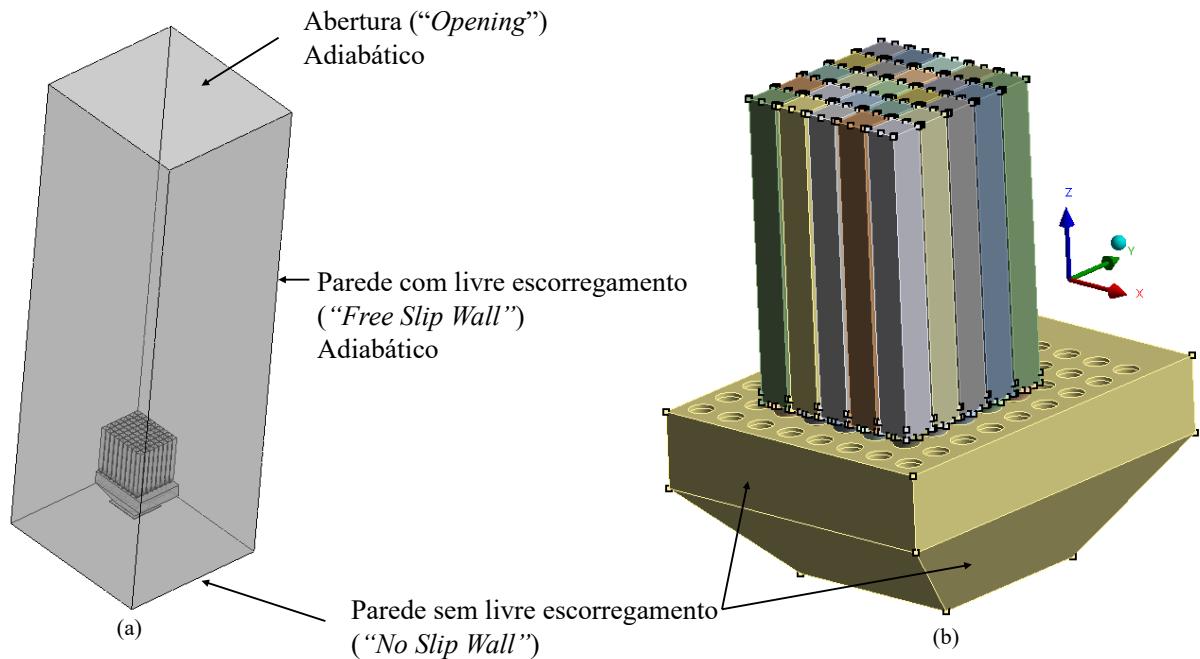
Finalmente, a última parte deste trabalho refere-se à simulação em regime permanente do reator IEA-R1 e sua piscina após o seu desligamento. Neste cenário, o reator é resfriado pela água da piscina por meio de convecção natural. O calor residual do núcleo nesta simulação corresponde à 3,50% do valor de operação normal do reator. Este valor corresponde ao momento da inversão do escoamento após o desligamento do reator. O coeficiente de convecção considerado foi igual a 9460 W/(m²K), valor referente a convecção natural (Figura 34).

Os elementos combustíveis foram modelados conforme apresentado na seção anterior. Os elementos refletores e irradiadores foram suprimidos da geometria, ou seja, não há malha nestas regiões. A placa matriz e o cone de redução foram considerados, pois, representam uma perda de carga relevante para o reator. A geometria final e as condições de contorno podem ser visualizadas na Figura 38.

4.5.1 Discretização espacial

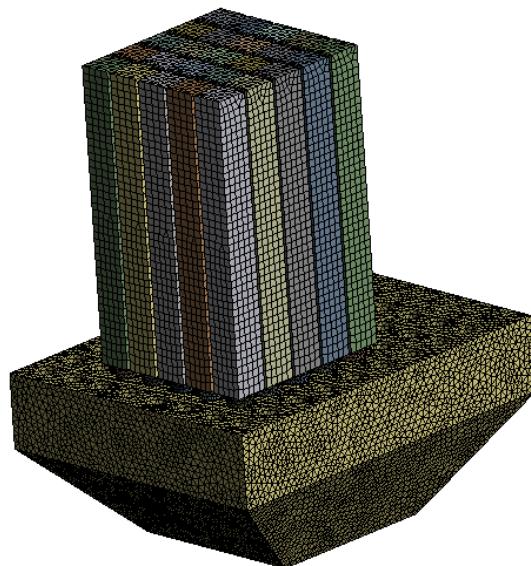
Neste modelo somente um cálculo permanente foi realizado devido ao grande número de elementos necessários. A malha final alcançou aproximadamente 6 milhões de elementos. Vale ressaltar que este número poderia ser maior caso o modelo poroso não tivesse sido utilizado nos elementos combustíveis. A Figura 39 mostra em detalhes a malha nos elementos combustíveis e no cone de redução. A parte porosa dos elementos combustíveis foi discretizada com elementos hexaédricos e o restante do domínio com elementos tetraédricos.

Figura 38: (a) Núcleo e Piscina (b) Modelo do núcleo do IEA-R1 e condições de contorno



Fonte: Autor.

Figura 39: Malha computacional no núcleo



Fonte: Autor.

4.6 Recursos Computacionais

As simulações foram realizadas num servidor com dois processadores Intel® Xeon® com 48 GB de memória RAM localizado no Centro de Engenharia Nuclear do IPEN.

5 RESULTADOS

5.1 *Modelo do reator IEA-R1 com RELAP5*

O modelo do reator no RELAP5 foi simulado em regime de operação permanente, a uma potência de 3,5 MW térmicos, com o objetivo de comparar os resultados com os dados teóricos do reator e avaliar o erro do modelo. Notam-se que os valores do modelo são próximos aos valores teóricos. O erro máximo foi igual a -1,2% no aumento de temperatura do fluido em um canal.

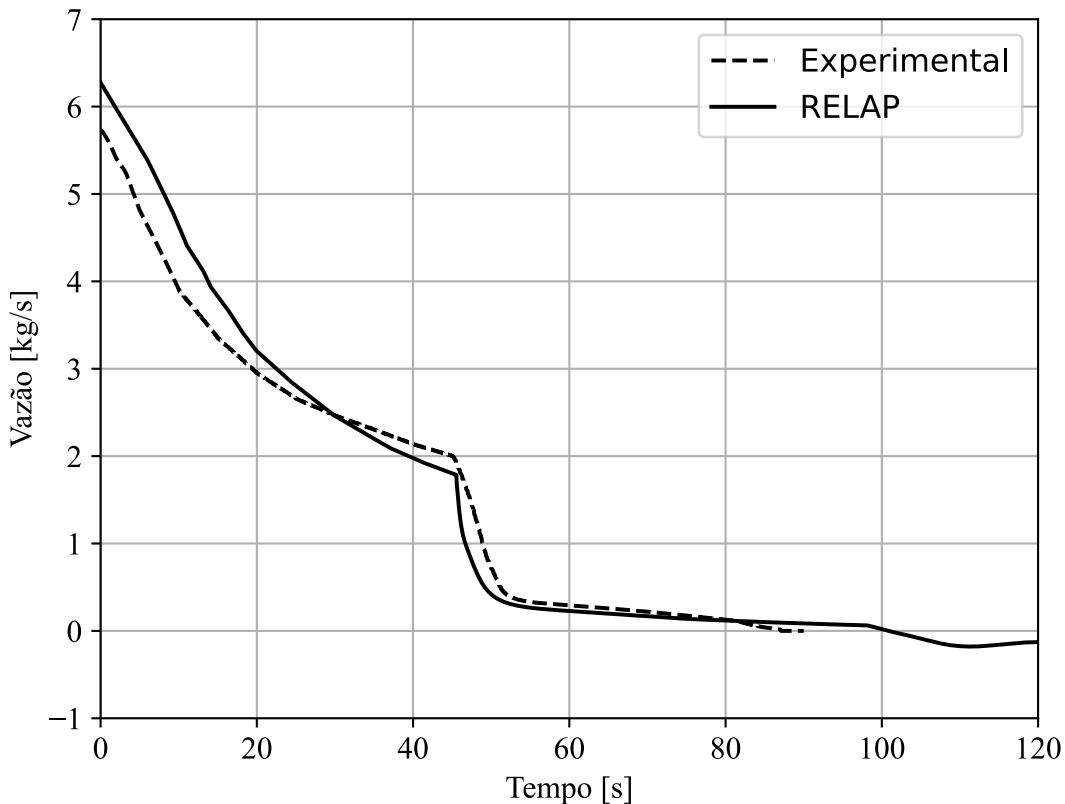
Tabela 10: Resultado do RELAP5 com o reator à 3,5 MW térmicos

Parâmetro	RELAP5	IEA-R1	Erro [%]
Potência térmica [MW]	3,460	3,500	-1,130
Vazão mássica em um elemento [kg/s]	6,275	6,270	0,079
Aumento de temperatura em um elemento combustível [°C]	5,497	5,564	-1,210
Queda de pressão em um canal [kPa]	3,890	-	-

Fonte: Autor.

A primeira comparação foi realizada com a curva de vazão experimental no ECI-208 durante o transiente, Figura 40. Esta curva é importante, pois as curvas de temperatura são intrinsecamente correlacionadas a ela. Além disso, essa curva foi utilizada como dado de entrada nos outros modelos numéricos. A curva obtida numericamente corresponde praticamente a curva experimental. Como pode se observar pela Figura 40, há uma pequena diferença de aproximadamente 0,5 kg/s no início do acidente. Entretanto, durante a abertura da válvula de convecção natural, as curvas são correspondentes. Com relação à convecção natural, houve a inversão do escoamento no tempo correspondente à 82s no experimento, enquanto que, a inversão do escoamento ocorreu em 100s na simulação. As pequenas diferenças entre os resultados, principalmente no início do acidente, foram causadas pela dificuldade em se modelar completamente a planta nuclear por meio de um código unidimensional.

Figura 40: Curva de vazão no ECI-208 (RELAP x Experimental)

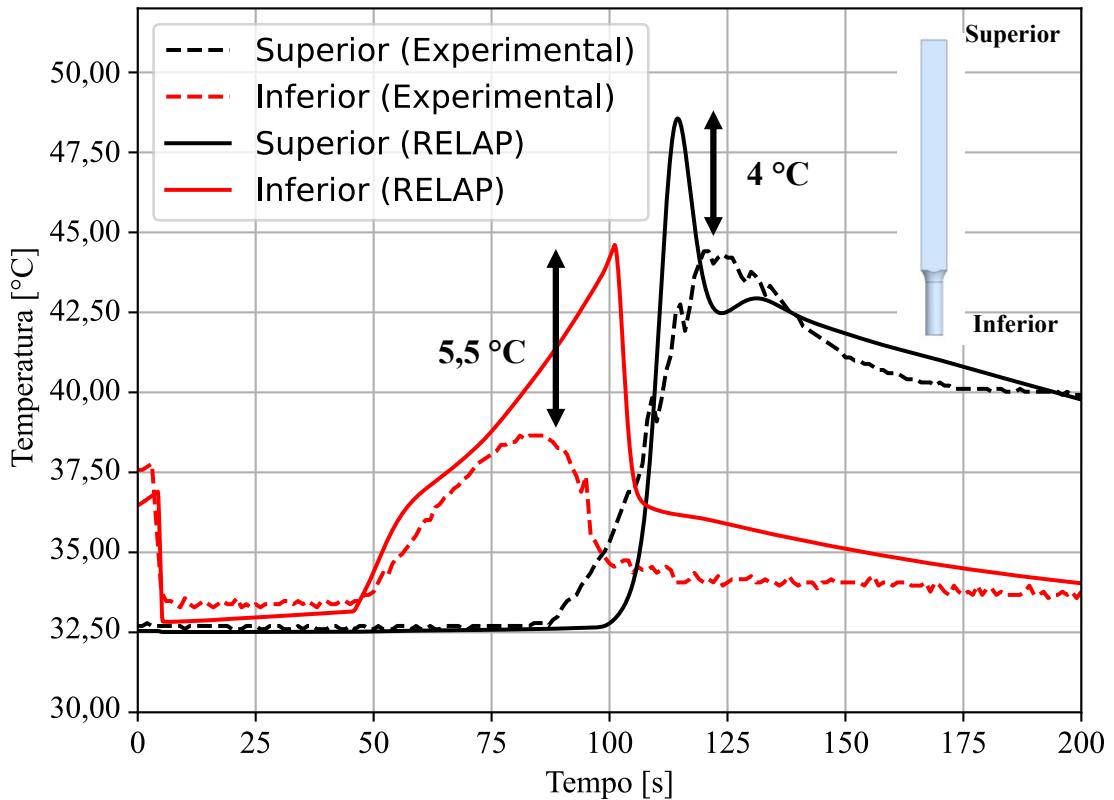


Fonte: Autor.

Outra comparação importante é a temperatura do fluido na parte superior e inferior do ECI-208, Figura 41. Novamente, as curvas obtidas numericamente possuem a mesma tendência das curvas experimentais. Os picos de temperatura ocorrem em momentos próximos aos dos experimentais. Além disso, como era de se esperar, os picos de temperatura foram superestimados, sendo o primeiro pico menor que o segundo. A diferença máxima foi igual à 5,5°C (14,5 %) no primeiro pico e igual à 4°C (9 %) no maior pico de temperatura.

A superestimativa era esperada haja vista que o RELAP é um modelo unidimensional com foco em análise de segurança. Geralmente, estes códigos são projetados para garantirem uma margem de segurança nos resultados. Além disso, os parâmetros do coeficiente de convecção para os códigos unidimensionais são determinados por meio de correlações empíricas que tentam abranger o máximo de casos possíveis. Por outro lado, as ferramentas do tipo *CFD* captam as camadas limites térmicas e hidrodinâmicas resultando em cálculos mais precisos.

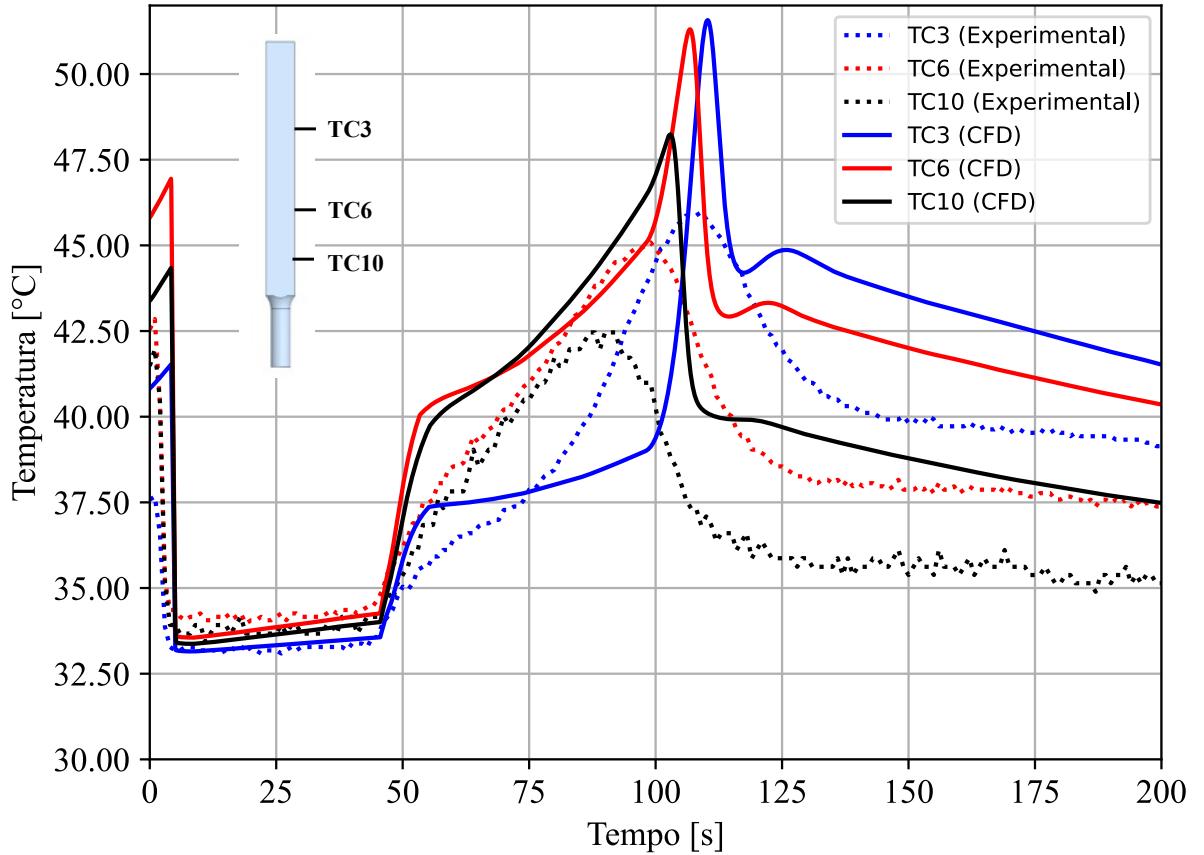
Figura 41: Temperatura do fluido no ECI-208 (RELAP x Experimental)



Fonte: Autor.

Além destes parâmetros apresentados, as temperaturas ao longo da superfície do revestimento combustível foram comparadas com os resultados experimentais dos termopares T3, T6 e T10, mostradas respectivamente na Figura 42. As curvas de temperaturas dos termopares foram aproximadas com razoabilidade pelo código. Sendo que os picos de ocorrem em praticamente no mesmo instante. A diferença máxima dos resultados ocorre no momento dos picos de temperatura. Esta diferença máxima ficou em torno de 6°C (11 %) para todos os termopares. Além disso, após os picos de temperatura, há uma diferença quase constante entre o resultado numérico e o experimental de aproximadamente 2°C.

Figura 42: Comparação de temperaturas no revestimento (*RELAP x Experimental*)

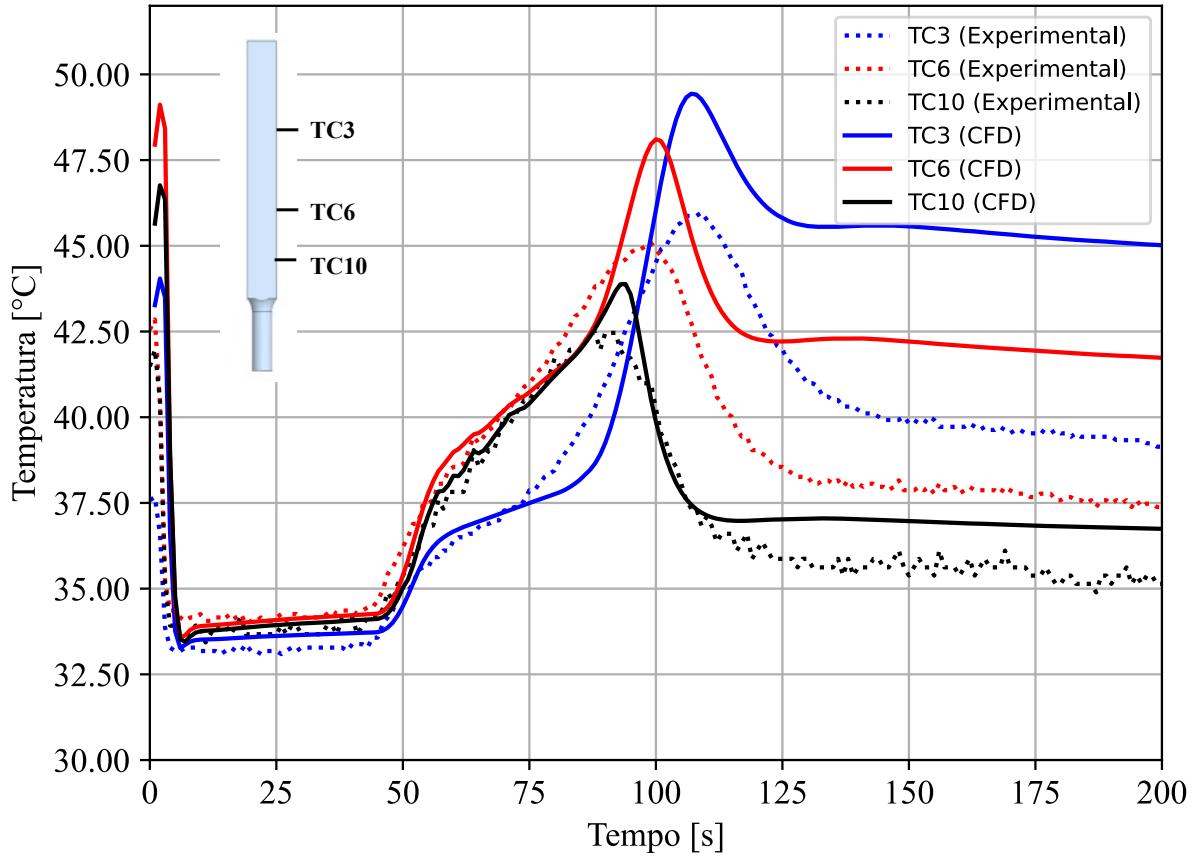


Fonte: Autor.

5.2 *Modelo de canal*

A Figura 43 apresenta comparação de temperaturas no revestimento nos termopares T3, T6 e T10, respectivamente. Como pode ser observado por estas figuras, os resultados numéricos apresentam resultados satisfatórios comparados com os dados experimentais. A diferença máxima de pico de temperatura ocorre no termopar T3 com uma diferença igual à 3,5°C (7,5 %) em relação dados experimentais. Além disso, os picos de temperatura obtidos numericamente ocorrem praticamente no mesmo instante de tempo para os três termopares.

Figura 43: Comparação de temperaturas no revestimento (CFD x Experimental)



Fonte: Autor.

A Figura 44 apresenta a temperatura no revestimento ao longo do transiente. Nota-se que os picos de temperatura ocorrem entre 100 e 120 segundos. Além disso, ocorre uma inversão das temperaturas mais elevadas devido a inversão do escoamento ao longo do acidente. Durante o regime de operação normal, as maiores temperaturas ocorrem na parte inferior do revestimento, enquanto após o acidente, as maiores temperaturas são observadas na parte superior.

A Figura 45 mostra a temperatura do fluido na parte inferior e superior do domínio. O modelo desenvolvido neste trabalho reproduz com eficácia o acidente simulado. Mais ainda, nota-se que o modelo é capaz de captar o fenômeno de inversão do escoamento. Além disso, o pico de temperatura calculado ocorre praticamente no mesmo instante do resultado experimental, por volta de 120 segundos. Com relação a temperatura de pico do fluido, a diferença entre o resultado numérico e experimental foi igual à 1,8°C (3,8%).

Figura 44: Temperatura no revestimento

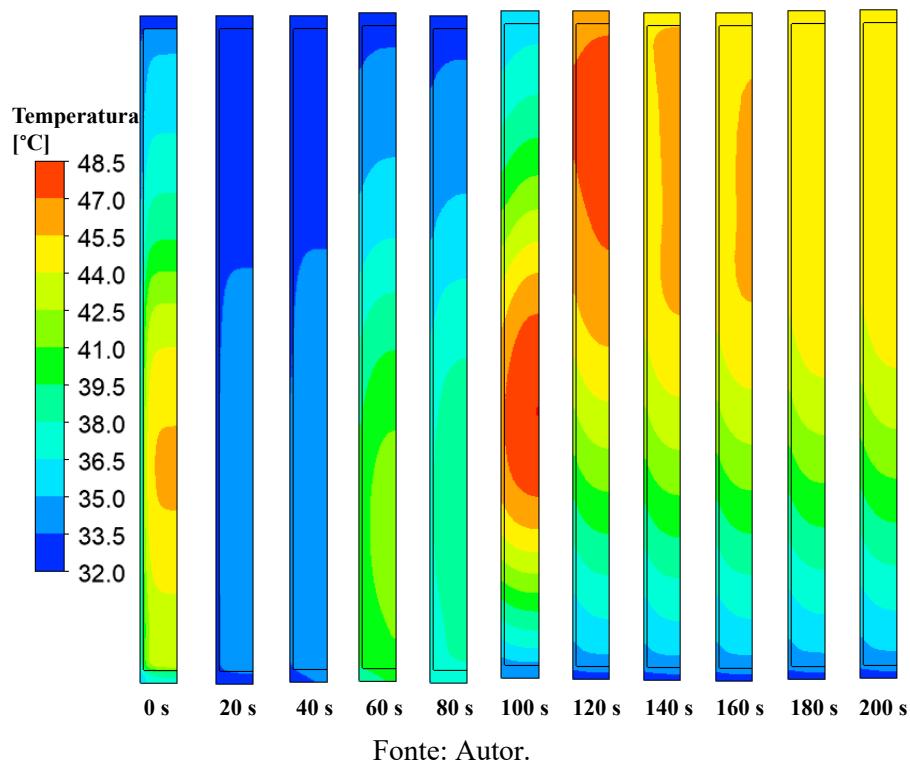
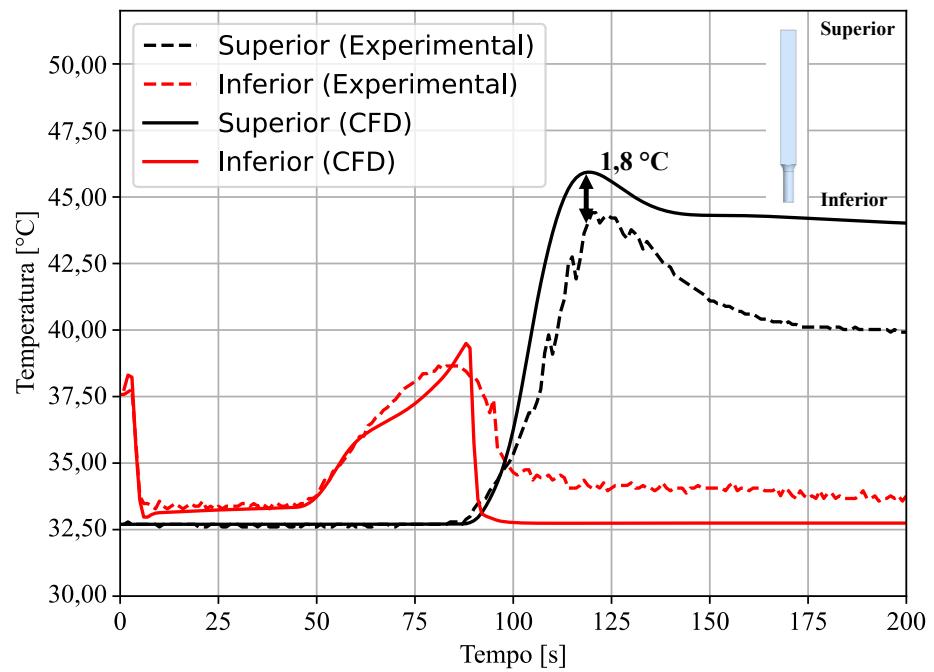


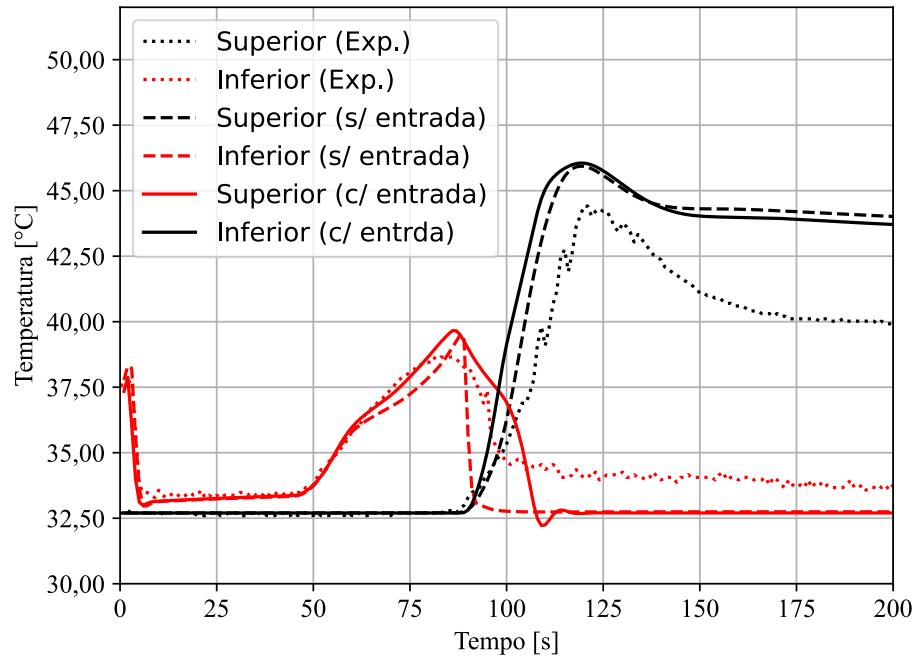
Figura 45: Temperatura do fluido no ECI-208 (CFD x Experimental)



5.2.1 Análise do efeito de entrada

A Figura 46 apresenta os resultados do modelo novo (com entrada) e do modelo sem entrada. Como pode se observar, não há mudanças consideráveis nos resultados obtidos. As temperaturas de pico ocorrem no mesmo instante para os dois modelos e possuem valores praticamente iguais. Por outro lado, o modelo com entrada tende a captar melhor a tendência da temperatura média do fluido na parte inferior quando se compara com os dados experimentais. Isso acontece por causa da condição de contorno “*Opening*”. Assim, no modelo de canal sem entrada, quando há inversão do escoamento, o fluido entra diretamente no canal com a temperatura prescrita na condição de contorno. Desta forma, no caso sem entrada, há a queda abrupta da temperatura na parte inferior do elemento quando ocorre a inversão do escoamento.

Figura 46: Temperatura do fluido na parte superior e inferior com o novo modelo



Fonte: Autor.

5.3 *Modelo poroso*

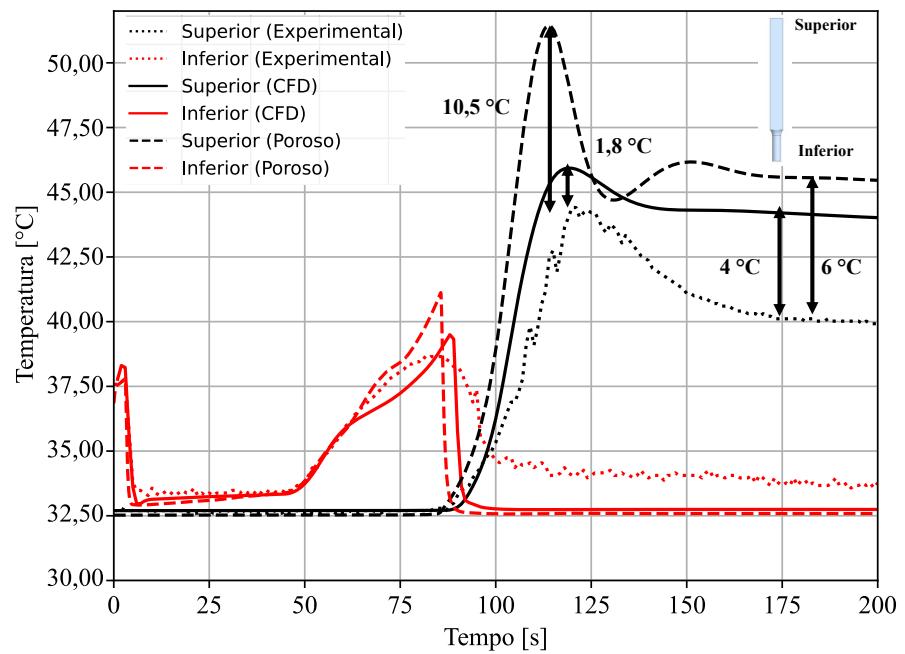
No modelo poroso, a temperatura do sólido é igual a temperatura do fluido adjacente. Por este motivo, a comparação dos resultados foi realizada por meio da temperatura de entrada e saída no elemento combustível ao longo do transiente. Conforme se observa pela

Figura 47, os dois métodos captam os fenômenos físicos durante todo o transiente, dado que ambos possuem a mesma tendência nas curvas. Por outro lado, a temperatura de pico foi superestimada pelo método poroso em 10,5°C (15%), enquanto esta diferença foi igual à 1,8°C (4%) no modelo de canal. Após o pico de temperatura, esta diferença entre os dois métodos tende a diminuir, chegando ser de somente 2°C. Além disso, observa-se que os dois modelos foram capazes de representar os fenômenos físicos tanto no regime de convecção forçada quanto no regime de convecção natural.

Esta diferença entre os modelos era esperada, haja vista que no modelo poroso há uma perda considerável de informações sobre o escoamento e a transferência de calor dentro do sólido e entre o sólido e o fluido. Entretanto, os resultados são satisfatórios uma vez que a perda de acurácia é compensada pelo tempo computacional gasto no modelo poroso. Pois, o modelo poroso apresentou maiores discrepâncias numéricas no momento da inversão do escoamento quando comparado com o modelo de canal. Entretanto, durante os regimes de convecção forçada e natural, esta diferença foi de aproximadamente 5%. Além disso, enquanto no modelo de canal utilizou-se uma malha com 395 mil elementos, no modelo poroso foram utilizados apenas 329 mil elementos para se modelar um elemento combustível inteiro. Tal fato demonstra a capacidade do método poroso para se modelar um núcleo de um reator nuclear de forma completa.

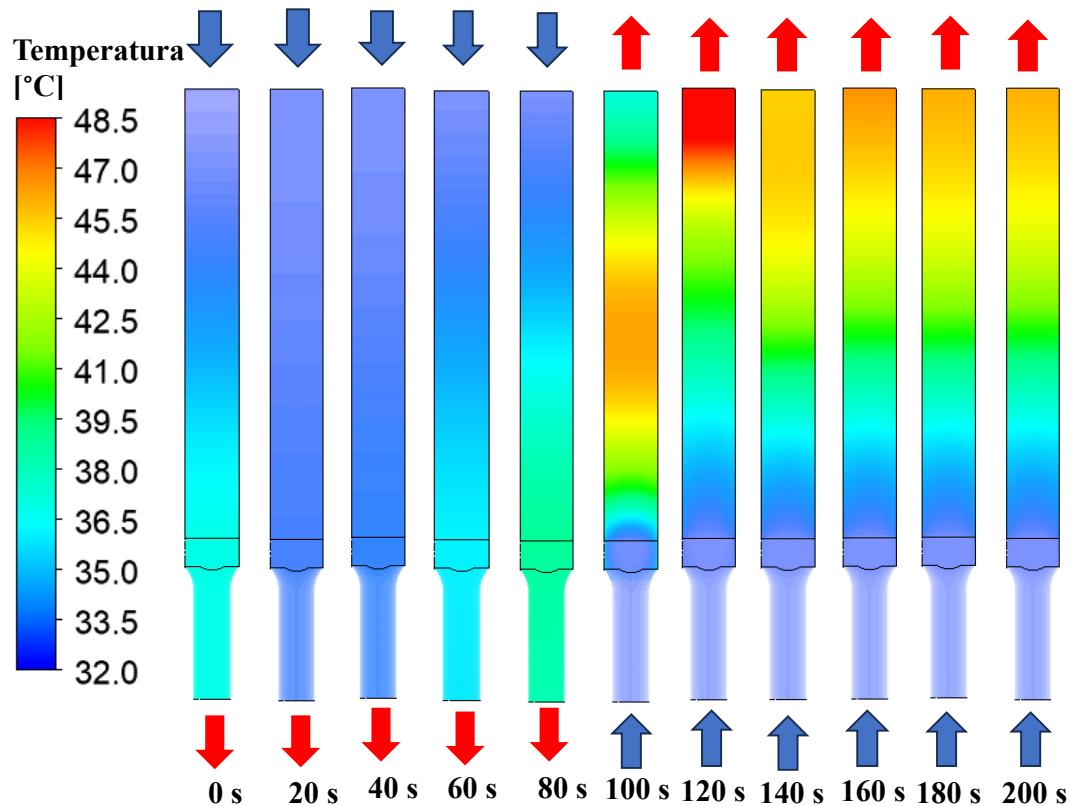
A Figura 48 apresenta a temperatura do fluido ao longo de todo elemento combustível durante o acidente. As setas representam a direção da entrada e saída do fluido refrigerante. As maiores temperaturas são observadas na parte superior do elemento combustível após a inversão do escoamento (90 segundos).

Figura 47: Temperatura na parte inferior e superior do elemento combustível



Fonte: Autor.

Figura 48: Temperatura do fluido no elemento combustível

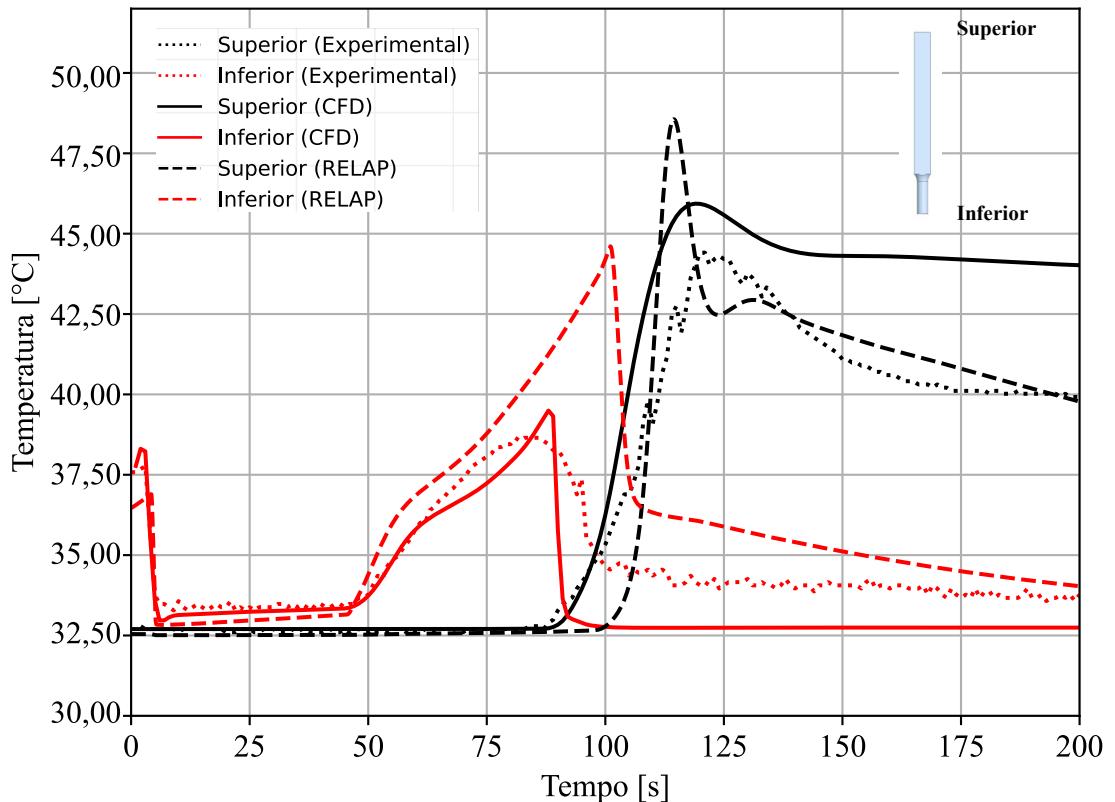


Fonte: Autor.

5.4 Comparação entre modelos

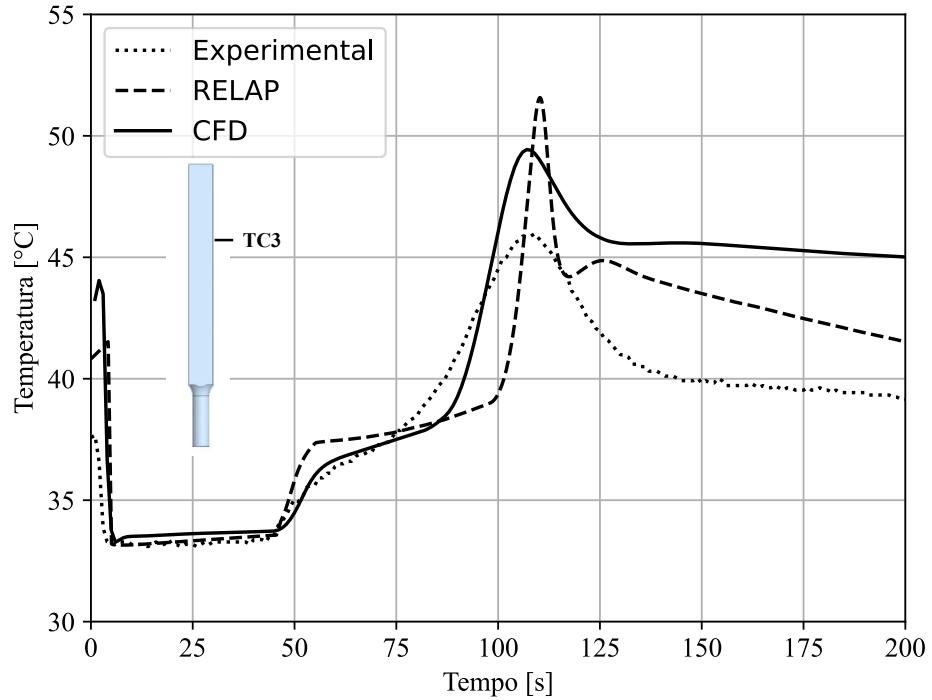
As Figura 49 a Figura 52 apresentam uma comparação entre os modelos do *RELAP* e de canal combustível com modelo de *CFD* tradicional. Os resultados dos dois modelos são compatíveis. A tendência das curvas de temperatura é bem aproximada pelos dois códigos. No geral, o modelo de *RELAP* tende a ser mais conservador do ponto de vista de análise de segurança, uma vez que, as temperaturas obtidas com este código são superiores. A diferença máxima de temperatura ocorreu no primeiro pico no gráfico de temperatura do fluido. Neste caso, o *RELAP* superestimou em 5°C a temperatura do primeiro pico. Desta forma, conclui-se que os códigos possuem capacidade suficiente para se modelar transiente nucleares que envolvam a convecção natural, tanto do ponto de vista qualitativo quanto quantitativo. Mas, o uso do código *RELAP* em conjunto com o código *CFD* resultou em resultados mais precisos.

Figura 49: Temperatura do fluido no ECI-208 (*CFD* x *RELAP* x Experimental)



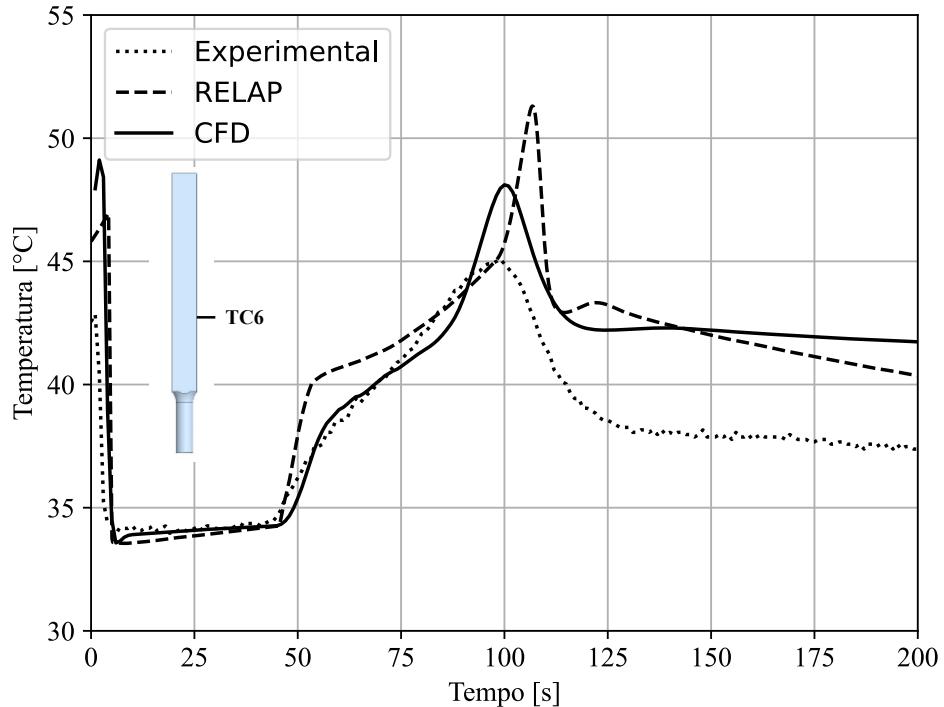
Fonte: Autor.

Figura 50: Comparação de temperaturas no revestimento (T3) (CFD x RELAP x Experimental)



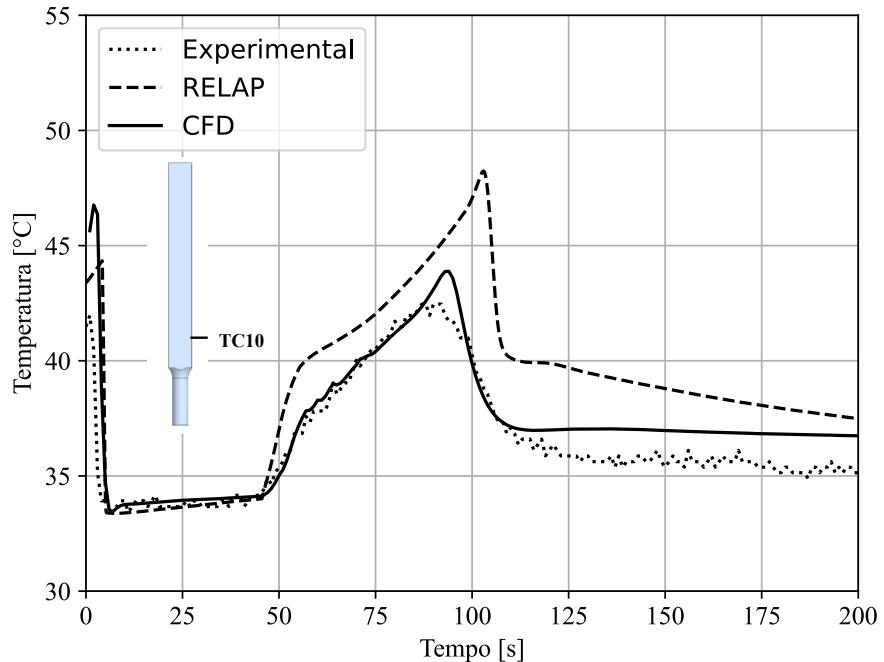
Fonte: Autor.

Figura 51: Comparação de temperaturas no revestimento (T6) (CFD x RELAP x Experimental)



Fonte: Autor.

Figura 52: Comparação de temperaturas no revestimento (T10) (CFD x RELAP x Experimental)



Fonte: Autor.

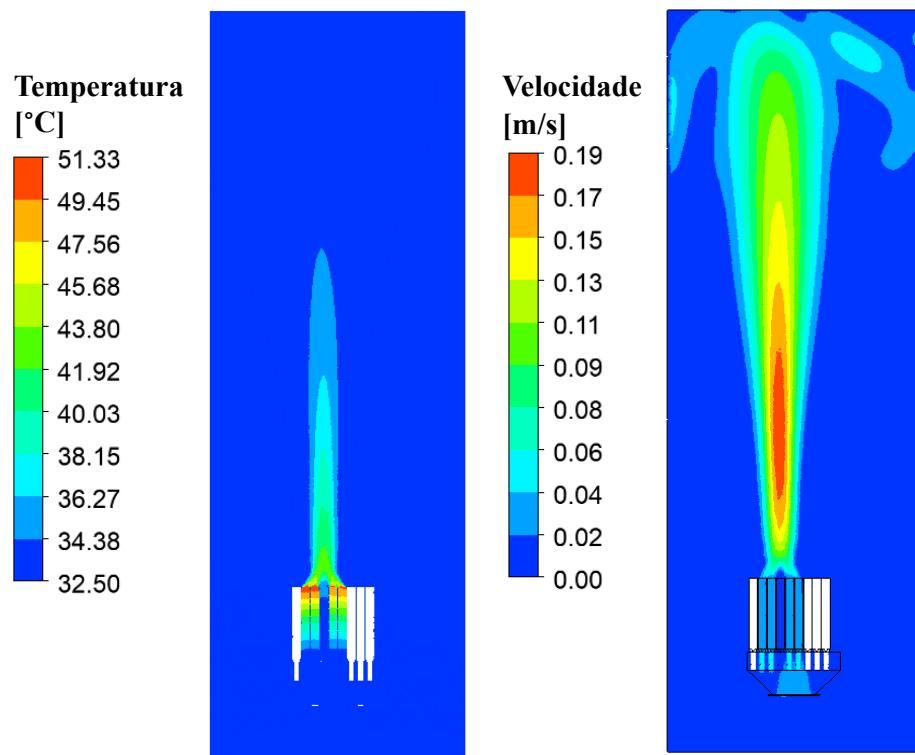
5.5 *Modelo do Núcleo em regime de convecção natural (3,5 MW)*

A Figura 53 apresenta o perfil de temperaturas e velocidades no núcleo do reator e na piscina. Observa-se que, com o calor residual correspondente a potência de 3,5 MW, o impacto na temperatura da piscina é relativamente baixo. Pois, a maioria da piscina permanece na temperatura de inicialização do cálculo (32,5°C). Além disso, nota-se que a temperatura máxima do fluido na saída no combustível é da ordem de 52°C. Esta temperatura é relativamente baixa quando comparada ao ponto de ebulição da água. Tal fato, demonstra a segurança do reator. Mais ainda, é possível perceber na Figura 53 a capacidade da convecção natural. O calor de decaimento é capaz de deslocar uma coluna de água de aproximadamente 7,5 m, além das perdas de carga nos elementos combustíveis, no cone de redução e na placa matriz.

A Figura 54 mostra o campo do vetor velocidade no núcleo do reator IEA-R1 e em sua parte inferior, formada pela placa matriz e o cone de redução. As velocidades nesta região são extremamente baixas, da ordem de 0,05 m/s. Notam-se, ainda, vórtices nas laterais do cone de redução. Estes vórtices representam perdas de cargas significativas durante o regime de

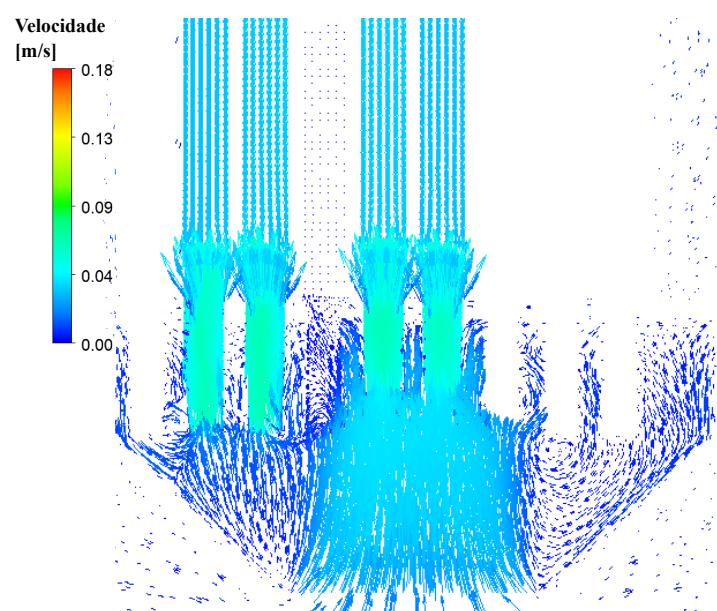
convecção natural. Esta perda de energia pode explicar as diferenças de temperatura entre os modelos e os valores experimentais que ocorrem durante este regime (Figura 47).

Figura 53: Perfil de temperatura e velocidade no núcleo e piscina do IEA-R1 (3,5 MW)



Fonte: Autor.

Figura 54: Vetores de velocidade na parte inferior do núcleo (3,5 MW)



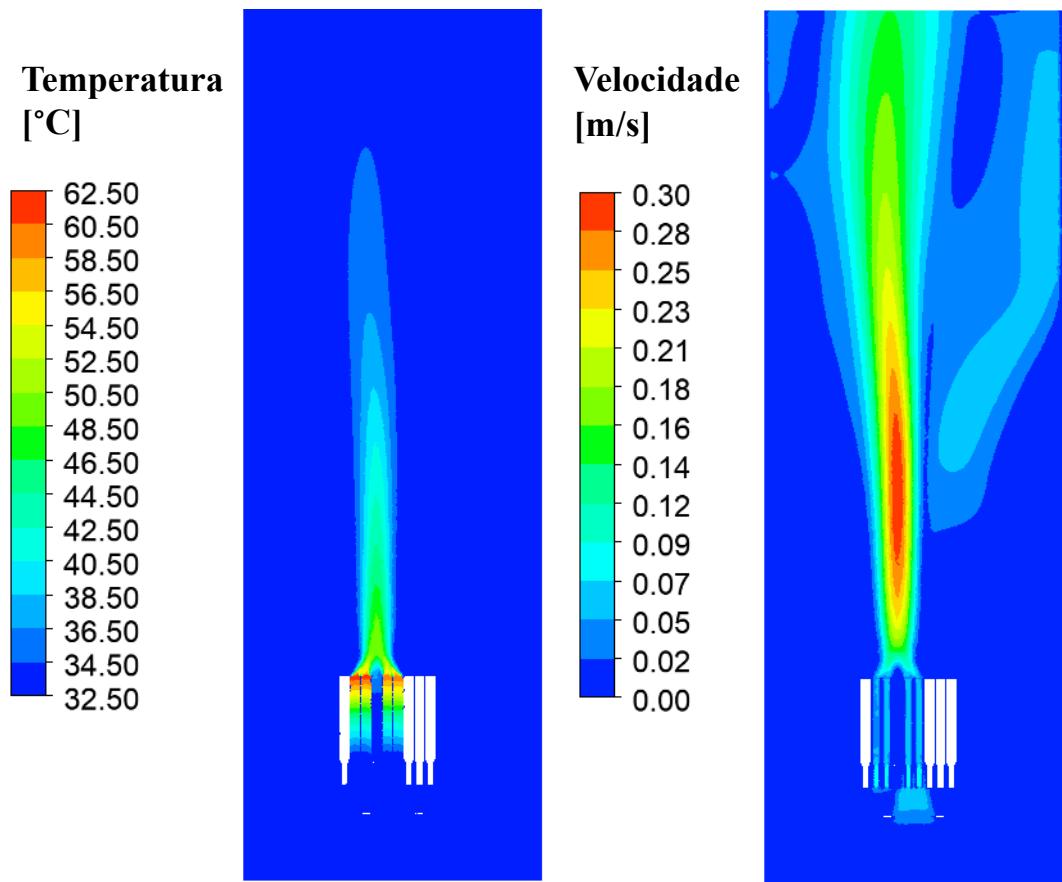
Fonte: Autor.

5.6 *Modelo do Núcleo em regime de convecção natural (5 MW)*

A nova potência térmica de operação do reator IEA-R1 corresponde à 5 MW. Desta forma, foi realizada uma simulação em regime permanente do reator com o calor residual correspondente à 5 MW térmicos. A Figura 55 apresenta os perfis de temperatura e velocidade no reator correspondente à esta potência de operação. O perfil de temperatura nos elementos combustíveis é mostrado com mais detalhes na Figura 56. A parte superior dos elementos combustíveis com maior potência atinge um pico de 62,5°C, aproximadamente 10°C acima quando comparado com a potência de 3,5 MW.

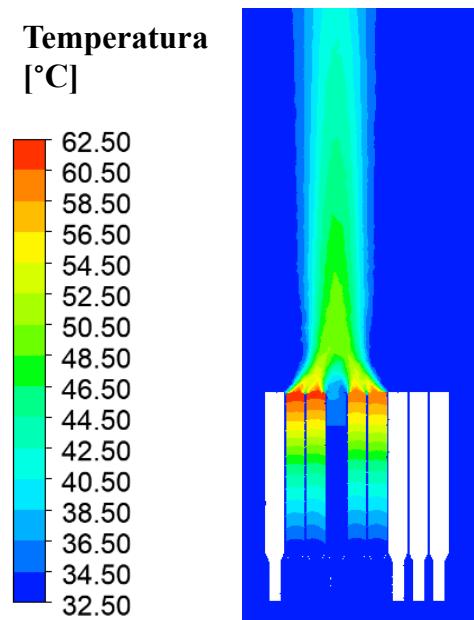
O perfil de velocidade na parte superior da piscina e ao redor no núcleo é apresentado na Figura 57 e Figura 58. Na parte superior do núcleo é possível observar o efeito chaminé. O fluido possui uma direção ascendente no centro do reator. Nas laterais da piscina, a direção do fluxo é descendente. À medida que se aproxima do centro da piscina, o fluido frio começa a recircular para preencher o espaço deixado pelo fluido mais quente. Nas partes laterais do reator, o fluxo do fluido frio é descendente. Na região inferior do reator, abaixo do cone de redução, o fluido muda de direção em região ao centro do reator e, logo abaixo da entrada do cone de redução, muda novamente de direção (fluxo ascendente) para entrar no núcleo.

Figura 55: Perfil de temperatura e velocidade no núcleo e piscina do IEA-R1 (5 MW)



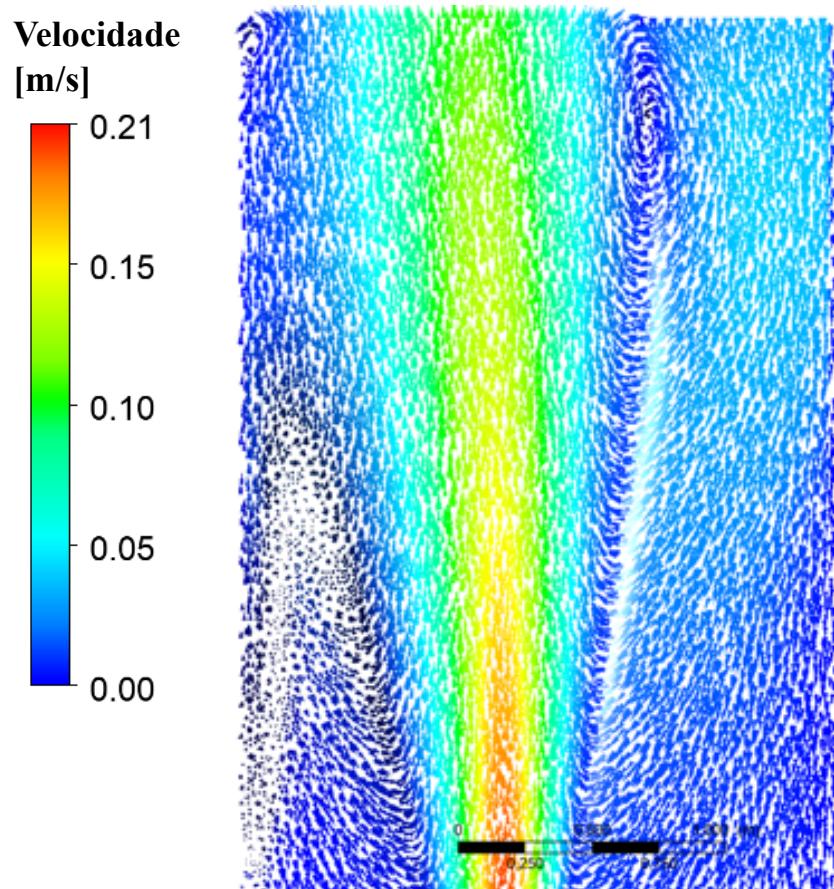
Fonte: Autor.

Figura 56: Perfil de temperatura nos elementos combustíveis (5 MW)



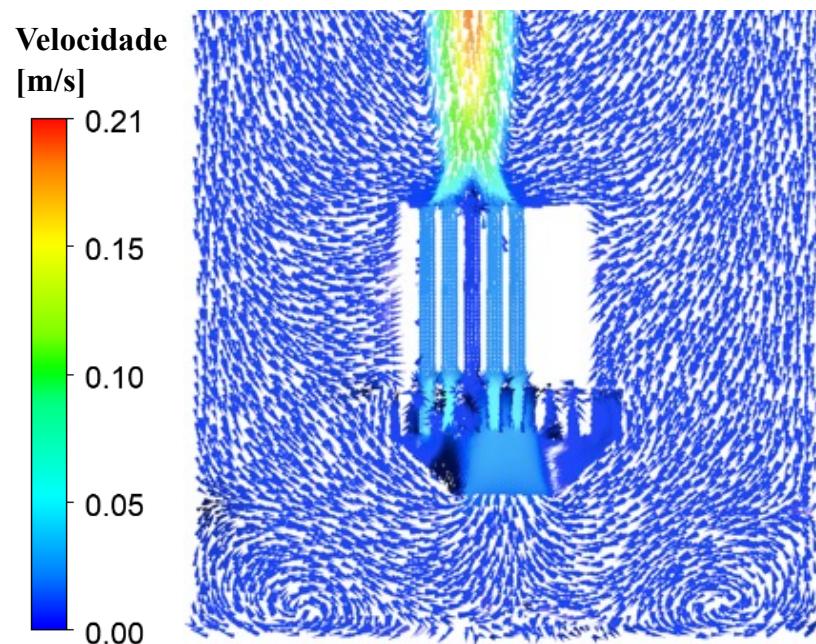
Fonte: Autor.

Figura 57: Vetores velocidade na parte superior da piscina (5 MW)



Fonte: Autor.

Figura 58: Vetores velocidade ao redor do núcleo (5 MW)



Fonte: Autor.

6 CONCLUSÕES

Os códigos de *CFD* podem ser de extrema relevância para se estudar a convecção natural em reatores. Por outro lado, o custo computacional de uma simulação de *CFD* pode ser relativamente grande. Desta forma, a técnica de meios porosos pode ser uma saída viável para a simulação da convecção natural no núcleo dos reatores. Entretanto, há escassez de trabalhos validados na literatura com este foco.

Este trabalho preencheu parte desta lacuna de comparação com dados experimentais e estudou a convecção natural no reator IEA-R1. Os dados experimentais provenientes da literatura de um transiente de parada de bomba, ou perda lenta de vazão (*SLOFA*), foram utilizados para comparação.

A metodologia de meios porosos permitiu simplificar as geometrias nas simulações de *CFD*, diminuindo o tempo computacional gasto. Assim, na parte final deste trabalho, o reator e sua piscina foram simulados em regime de convecção natural com os dados obtidos nas etapas anteriores.

Com relação aos resultados, os valores numéricos obtidos com código *RELAP5* foram próximos aos experimentais. A temperatura do fluido foi superestimada em 5,5 °C no primeiro pico de temperatura e em 4 °C no segundo pico. As temperaturas do revestimento foram superestimadas em no máximo 6 °C. Além disso, as temperaturas de pico e o momento da inversão do escoamento foram calculadas com precisão (menos de 5 segundo de diferença para o experimental).

Os resultados com o código de *CFD* também mostraram boa aderência em relação aos resultados experimentais. O código *Ansys CFX*® reproduziu o fenômeno de inversão do escoamento, tanto pelo modelo convencional quanto no modelo poroso. Em termo numéricos, no modelo convencional as temperaturas máximas do revestimento e do fluido foram superestimadas em 3,5 °C (7,5%) e 1,8 °C (3,8%), respectivamente.

No modelo poroso, o pico de temperatura do fluido foi superestimado em 10,5°C (15%). Apesar do maior erro numérico do modelo poroso, os resultados são considerados aceitáveis, haja vista que foram observados na literatura erros da ordem de 20% nas simulações do mesmo acidente utilizando-se códigos de termo-hidráulica unidimensionais. Estimou-se que houve uma redução de 83 vezes o número de elementos de malha com o modelo poroso quando comparado com o modelo de canal, sendo um ganho computacional relevante. Dessa forma, o modelo do elemento combustível com a técnica de meios porosos permitiu a modelagem completa do reator.

Com relação ao modelo completo do reator, foi possível observar o perfil detalhado de temperatura e velocidade no núcleo do reator e na piscina. Além disso, constatou-se que a convecção natural possui capacidade suficiente para deslocar uma coluna de água de 7,0 metros, mesmo para um reator de baixa densidade de potência como o IEA-R1.

Finalmente, conclui-se que o código *Ansys CFX*[®] possuem confiabilidade suficiente para se modelar a convecção natural em reatores nucleares e, também, para simular os transientes accidentais.

7 TRABALHOS FUTUROS

O modelo desenvolvido neste trabalho poderá ser usado para estudos futuros no reator IEA-R1, bem como para a realização de acoplamento entre neutrônica e termo-hidráulica. Além disso, recomenda-se:

- a) Avaliar a sensibilidade da área da válvula de convecção natural no modelo de *RELAP5*;
- b) Avaliar a possibilidade de um cálculo em regime transitório no modelo completo do reator e comparar com os dados experimentais do transiente de parada de bomba (*SLOFA*).

8 REFERÊNCIAS

ANSYS CFX 25.0. **User Manual**. ANSYS Europe Ltd., 2025.

BAGLIETTO, Emilio. **Better Reactors Grow from Better Simulations**. 22ND INTERNATIONAL CONFERENCE NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE. **Anais**. Bled, Eslovênia, 2013. Disponível em: <https://arhiv.djs.si/proc/nene2013/pdf/NENE2013_104.pdf>. Acesso em: 19 jun. 2024

CAMPOS, R. C. D.; BELCHIOR JUNIOR, A.; SOARES, H. V.; UMBEHAUN, P. E.; TORRES, W. M.; ANDRADE, D. A. D. Análise de temperaturas em um elemento combustível do reator de pesquisas IEA-R1 durante evento de perda lenta de vazão com RELAP. **Peer Review**, v. 5, n. 18, p. 245–267, 7 ago. 2023.

CARELLI, M. D.; CONWAY, L.; ORIANI, L.; LOMBARDI, C.; RICOTTI, M.; BARROSO, A.; COLLADO, J.; CINOTTI, L.; MORAES, M.; KOZUCH, J.; NINOKATA, H.; BOROUGH, R.; ORIOLO, F.; CARELLI, Mario D. Design and Safety Features of the IRIS Reactor. 2003.

CELIK, I. B.; GHIA, U.; ROACHE, P. J.; FREITAS, C. J.; COLEMAN, H.; RAAD. Procedure for Estimation and Reporting of Uncertainty Due to Discretization in CFD Applications. **Journal of Fluids Engineering**, v. 130, n. 7, p. 078001, 2008.

CORZO, S. F.; GODINO, D. M.; COSTA, A. L.; REIS, P. A. L.; PEREIRA, Claubia; RAMAJO, Damian E. Numerical simulation of the open-pool reactor coolant system using a multi-domain approach. **Nuclear Engineering and Design**, v. 368, p. 110739, nov. 2020.

COUTURIER, Jean; YÉHIA, Hassan Abou; GROLLEAU, Emmanuel. **Elements of nuclear safety – Research reactors**. EDP Sciences, 2019.

D'AURIA, Francesco. **Thermal hydraulics in water-cooled nuclear reactors**. Oxford: Woodhead publishing, 2017.

DOS SANTOS, A. A. C. **Escoamento de Água em feixe de varetas representativo de elementos combustíveis nucleares do tipo PWR**. Belo Horizonte: Universidade Federal De Minas Gerais, 2012.

FEICHTNER, A.; MACKAY, Ed.; TABOR, G.; THIES, P. R.; JOHANNING, L.; NING, D. Using a porous-media approach for CFD modelling of wave interaction with thin perforated structures. **Journal of Ocean Engineering and Marine Energy**, v. 7, n. 1, p. 1–23, fev. 2021.

HA, T.; GARLAND, W. J. Hydraulic study of turbulent flow in MTR-type nuclear fuel assembly. **Nuclear Engineering and Design**, v. 236, n. 9, p. 975–984, maio 2006.

HAINOUN, A.; DOVAL, A.; UMBEHAUN, P.; CHATZIDAKIS, S.; GHAZI, N.; PARK, S.; MLADIN, M.; SHOKR, A. International benchmark study of advanced thermal hydraulic safety analysis codes against measurements on IEA-R1 research reactor. **Nuclear Engineering and Design**, v. 280, p. 233–250, dez. 2014.

HEDAYAT, Afshin; DAVARI, Amin. Feasibility study to increase the reactor power at natural

convection mode in Tehran Research Reactor (TRR) through a hybrid thermal-hydraulic simulation and analysis using the RELAP5 code and Computational Fluid Dynamic (CFD) modeling by ANSYS-FLUENT. **Progress in Nuclear Energy**, v. 150, p. 104285, ago. 2022.

IAEA. Research Reactor Core Conversion Guidebook - Volume 2: Analysis. Vienna 1992.

IAEA. Use of Computational Fluid Dynamics Codes for Safety Analysis of Nuclear Reactors Systems. *In:* Vienna, Austria: 2003.

IAEA. **Research reactor benchmarking database: facility specification and experimental data**. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2015.

INGERSOLL, D. T. Deliberately small reactors and the second nuclear era. **Progress in Nuclear Energy**, v. 51, n. 4–5, p. 589–603, maio 2009.

INGERSOLL, D. T.; COLBERT, C.; BROMM, R.; HOUGHTON, Z. NuScale Energy Supply for Oil Recovery and Refining Applications. 2014.

IPEN. **Relatório de Análise de Segurança IEA-R1: Capítulo 16 - Análise de Segurança**.

IPEN. **Documento de Qualificação - Elemento Combustível Padrão IEA-208**. Centro Do Combustível Nuclear - CCN, jan. 2010.

IPEN. **Relatório de Análise de Segurança IEA-R1: Capítulo 6 - Reator**.

JOSE REYES. **Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants Phenomena, models, and methodology for system reliability assessments**. Disponível em: <<http://www.osti.gov/servlets/purl/836896-HyQF4x/native/>>. Acesso em: 2 jun. 2025.

KOMURO, Y.; KODAMA, A.; KONDOH, Y.; AZUMA, S.; MORITA, H.; TANIMOTO, K.; KAWAKAMI, R.; TAGUCHI, K.; HIBIKI, T.. Validation of three-dimensional simulation method for two-phase flow in triangular-pitch tube bundle in secondary side of steam generators on porous two-fluid model. **Journal of Nuclear Science and Technology**, v. 59, n. 1, p. 78–95, 2 jan. 2022.

LEE, C. M.; CHOI, Y. D. Comparison of thermo-hydraulic performances of large scale vortex flow (LSVF) and small scale vortex flow (SSVF) mixing vanes in 17×17 nuclear rod bundle. **Nuclear Engineering and Design**, v. 237, n. 24, p. 2322–2331, dez. 2007.

MALISKA, Clovis R. **Transferencia De Calor E Mecanica Dos Fluidos Computacional Fundamentos E Coordenadas Generalizadas**. Ltc, 2004.

MAPRELIAN, E.; TORRES, W.M.; JUNIOR, A.; UMBEHAUN, P. E.; BERRETTA, J. R.; SABUNDJIAN, G. Total and partial loss of coolant experiments in an instrumented fuel assembly of IEA-R1 research reactor. **Nuclear Engineering and Design**, v. 363, p. 110610, jul. 2020.

OBERKAMPF, William L.; TRUCANO, Timothy G. **Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics**. Hermosa, Albuquerque.

PATANKAR, S. V.; SPALDING, D. B. Computer analysis of the three-dimensional flow and heat transfer in a steam generator. *In:* **Numerical Prediction of Flow, Heat Transfer**,

Turbulence and Combustion. Elsevier, 1983. p. 293–298.

RAHIMI, M. H.; JAHANFARNIA, G. Thermal-hydraulic core analysis of the VVER-1000 reactor using a porous media approach. **Journal of Fluids and Structures**, v. 51, p. 85–96, nov. 2014.

SALAMA, A. CFD investigation of flow inversion in typical MTR research reactor undergoing thermal–hydraulic transients. **Annals of Nuclear Energy**, v. 38, n. 7, p. 1578–1592, jul. 2011.

SALAMA, A.; EL-MORSHEDY, S. E. CFD simulation of the IAEA 10MW generic MTR reactor under loss of flow transient. **Annals of Nuclear Energy**, v. 38, n. 2–3, p. 564–577, fev. 2011.

SCURO, Nikolas Lymberis. **Simulação numérica de um acidente tipo perda lenta de vazão em um reator nuclear de pesquisa.** Mestrado em Tecnologia Nuclear - Reatores—São Paulo: Universidade de São Paulo, 7 nov. 2019.

SIEFKEN, L., J.; CORYELL, E. W.; HAVERGO, E. A.; HORORST, J. K. **RELAP5 Code Manual, Volume I: Code Structure, System Models, And Solution Methods.** Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission Nureg/Cr-5535, 1995.

TEIXEIRA E SILVA, A.; MAPRELIAN, E.; C. I. RODRIGUES, A.; CABRAL, E. L.L.; DE MOLNARY, L.; N. MESQUITA, R.; G. MENDONÇA, A. **ANALISE DE SEGURANÇA DO REATOR IEA-R1 A 5 MW.** IN: CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR, 8.; ENCONTRO NACIONAL DE FISICA DE REATORES E TERMOHIDRAULICA, 12., 15-20 OUT, 2000, RIO DE JANEIRO, RJ. ANAIS... . Rio de Janeiro: ABEN, 2020. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/handle/123456789/13378>>

TUSAR, M. H.; BHOWMIK, P. K.; KOBAYASHI, K.; ALAM, S. B.; USMAN, S. Porous media model simulates thermal-hydraulics of nuclear research reactors with flat and curved plate fuel assembly. **International Communications in Heat and Mass Transfer**, v. 153, p. 107334, abr. 2024.

UMBEHAUN, Pedro Ernesto. **Desenvolvimento de um elemento combustível instrumentado para o reator de pesquisa IEA-R1.** Doutorado em Tecnologia Nuclear - Reatores—São Paulo: Universidade de São Paulo, 1 jul. 2016.

UMBEHAUN, Pedro Ernesto; ANDRADE, Delvonei Alves De; TORRES, Walmir Máximo; RICCI FILHO, W. **IEA-R1 Nuclear Reactor: Facility Specification and Experimental Results.** INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Anais. Vienna, Austria, p 2015.

VADI, R.; SEPANLOO, K. An improved porous media model for nuclear reactor analysis. **Nuclear Science and Techniques**, v. 27, n. 1, p. 24, fev. 2016.

VERSTEEG, Henk K.; MALALASEKERA, Weeratunge. **An introduction to computational fluid dynamics: the finite volume method.** 2. ed., [Nachdr.] ed. Harlow: Pearson/Prentice Hall, 2007.

WAGNER, W.; PRUSS, A. The IAPWS Formulation 1995 for the Thermodynamic Properties of Ordinary Water Substance for General and Scientific Use. **Journal of Physical and Chemical Reference Data**, v. 31, n. 2, p. 387–535, 1 jun. 2002.

WANG, M.; WANG, Y.; TIAN, W.; QIU, S.; SU, G. H. Recent progress of CFD applications in PWR thermal hydraulics study and future directions. **Annals of Nuclear Energy**, v. 150, p. 107836, jan. 2021.

WANG, W. W.; SU, G. H.; TIAN, W. X.; QIU, S. Z. Research on thermal hydraulic behavior of small-break LOCAs in AP1000. **Nuclear Engineering and Design**, v. 263, p. 380–394, out. 2013.

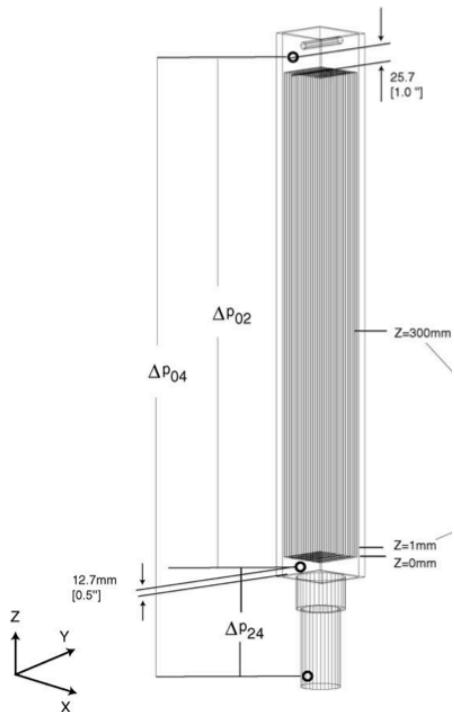
WEBB, B. J. **COBRA-IV PC: A personal computer version of COBRA-IV-I for thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements and cores**. Disponível em: <<http://www.osti.gov/servlets/purl/5655065-cwuaeaa/>>. Acesso em: 13 dez. 2023.

YAN, Y.; SOBH, N. CFD SIMULATION OF A RESEARCH REACTOR. 2005.

9 ANEXO A – Validação da perda de carga no modelo de canal

Este anexo apresenta uma série de simulações realizadas afim de validar a perda de carga no modelo de canal. Os resultados numéricos foram comparados com um estudo experimental de referência sobre a perda de carga em elementos combustíveis do tipo placas de Reatores de Testes de Materiais (Ha; Garland, 2006). Este estudo foi realizado para se obter dados mais precisos para as análises de segurança do reator nuclear de McMaster, no Canadá. Um elemento combustível com 18 placas foi utilizado durante os experimentos. As velocidades locais foram medidas neste elemento para escoamentos com baixo número de Reynolds. Além dessas variáveis, foram medidas a queda de pressão ao longo de três pontos no elemento, conforme mostrado na Figura 59.

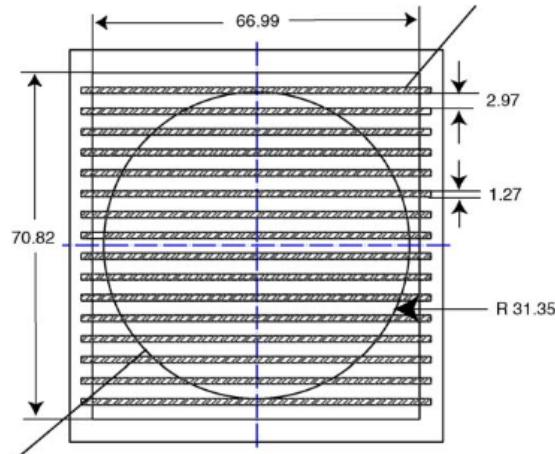
Figura 59: Medidas de pressão no elemento de teste (Reator McMaster)



Fonte: (Ha; Garland, 2006).

O canal do elemento combustível testado possui ligeiras diferenças em suas medidas quando comparadas com as do canal do elemento combustível do IEA-R1. Sendo assim, o domínio de simulação computacional mostrado na Figura 20 foi ajustado conforme as dimensões do modelo experimental estudado nesta seção. As dimensões desse combustível são apresentadas na Figura 60. A altura das placas combustíveis é a mesma do IEA-R1 (625 mm).

Figura 60: Dimensões do canal do elemento combustível experimental (Reator McMaster)

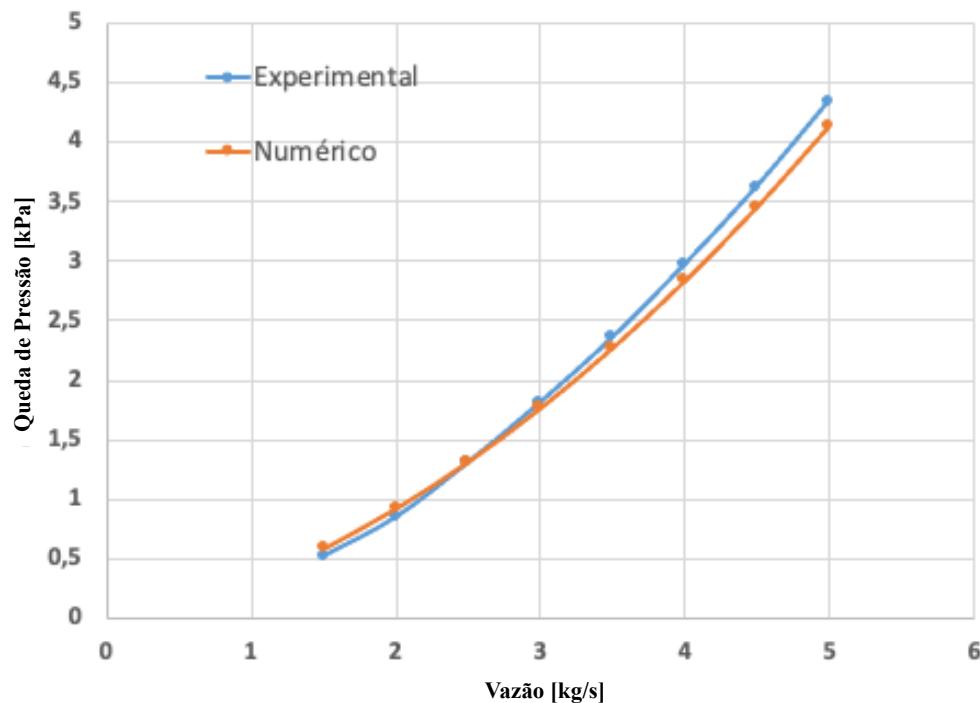


Fonte: (Ha; Garland, 2006).

As simulações foram realizadas com a malha 8 do modelo de canal, o que garantiu uma boa convergência de malha para os resultados apresentados nesse anexo.

A Figura 61 apresenta a comparação entre os resultados numéricos e experimentais de queda de pressão no canal para diferentes vazões mássicas. Os resultados numéricos apresentaram boa aderência aos valores experimentais em toda a faixa de vazão estudada. O desvio máximo foi igual à 4,7 %.

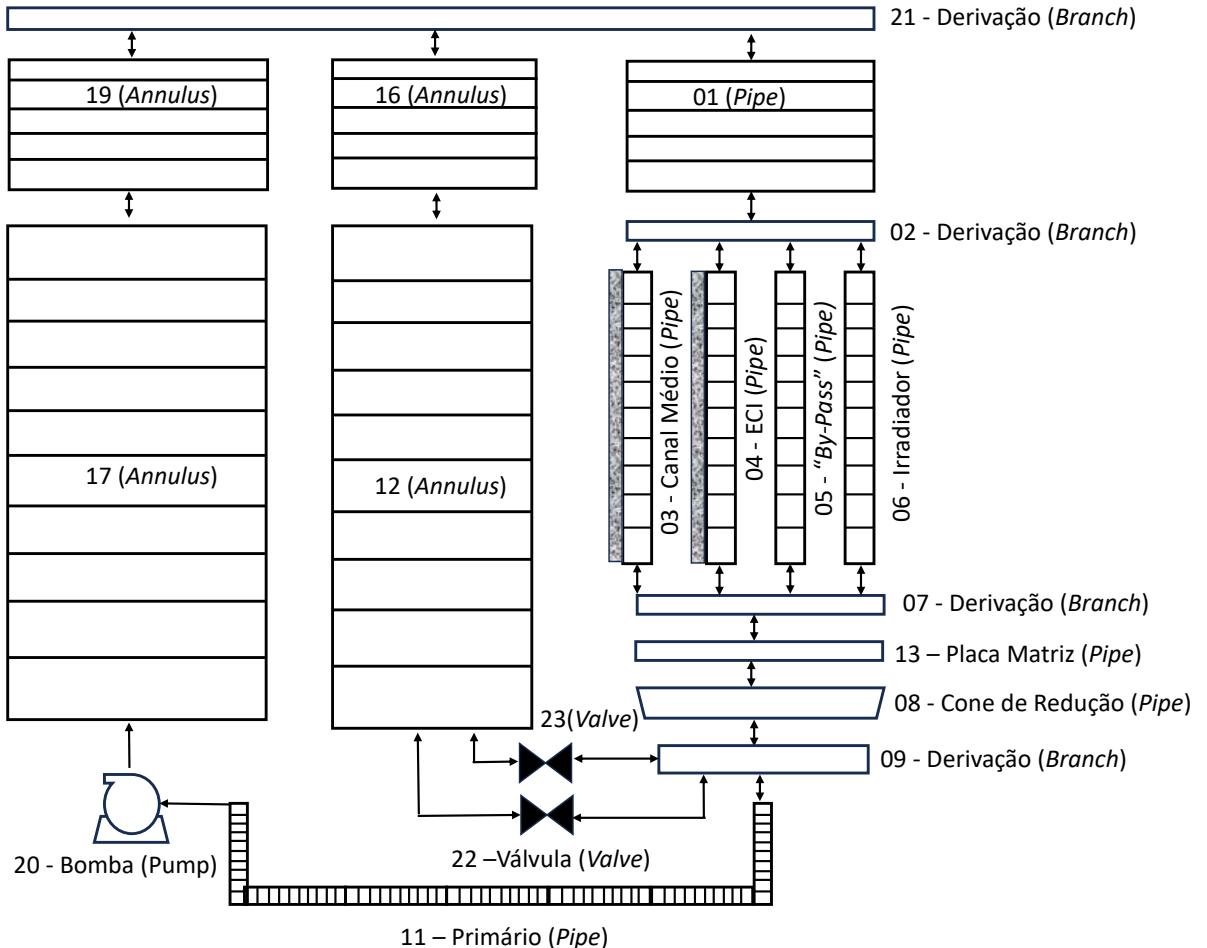
Figura 61: Queda de pressão no canal combustível (Numérico x Experimental)



Fonte: Autor

10 ANEXO B – Arquivo de entrada da ferramenta RELAP5

Figura 62: Nodalização do reator IEA-R1 no RELAP5



Fonte: Autor

= iea.i

```
=====
=====
*      PROBLEM TYPE AND OPTIONS card
=====
100 new transnt
101 run
102 si si
105 10.00 20.00 200.00
=====
*      Transient Conditions
```

```

*=====
000201 250.0 1.0e-8 0.05 3 1 50 2000
*=====
*      PLOT REQUEST
*=====
*=====
*      Minor Edits
*=====
*=====
*      Trips
*=====

501 mflowj 017010000 lt null 0 60.1 -1. * abre válvula
502 time 0 gt null 0 1000000.1 -1. * manual trip
503 mflowj 017010000 lt null 0 189.9 1 -1. * desliga reator
504 time 0 gt null 0 53.1 -1. * tempo maior que 49 segundos
505 mflowj 008010000 lt null 0 0.0 1 -1. * abre segunda valvula de convecção natural
605 503 and 504 1 -1.

```

```

*=====
*      Expanded Plot Variables
*=====
*=====
*      Component PIPE 'parte superior dos combustíveis'
*=====

0010000 "piscomb" pipe
0010001 20
0010101 1.5 1
0010130 1.5 20
0010301 0.3706 1
0010330 0.3706 20
0010401 0.0000 1
0010430 0.0000 20
0010501 0.0000 1
0010530 0.0000 20
0010601 -90.0000 1
0010630 -90.0000 20
0010701 -0.3706 1

```

0010730 -0.3706 20
0010801 0.0000 0. 1
0010830 0.0000 0. 20
0011001 0000000 1
0011030 0000000 20
0010901 0.00 0.00 1
0010929 0.00 0.00 19
0011101 0000000 1
0011129 0000000 19
0011201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01
0011230 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 20
0011300 1
0011301 211.00 0.00 0.0 1
0011329 211.00 0.00 0.0 19

*=====

* Component PIPE 'canal medio'

*=====

0030000 "medio" pipe
0030001 30
0030101 0.076163 30
0030301 0.020833 30
0030401 0.0000 30
0030501 0.0000 30
0030601 -90.0000 30
0030701 -0.020833 30
0030801 0.0001 0.00554235 30
0031001 0000000 30
0030901 0.00 0.00 29
0031101 0000000 29
0031201 3 100000. 305.65 0 0 0 30
0031300 0
0031301 0.00 0.00 0.0 29

*=====

* Component PIPE 'canal ECI'

*=====

0040000 "eci" pipe
0040001 30
0040101 0.003491 30
0040301 0.020833 30
0040401 0.0000 30

0040501 0.0000 30
0040601 -90.0000 30
0040701 -0.020833 30
0040801 0.0001 0.00554235 30
0041001 0000000 30
0040901 0.00 0.00 29
0041101 0000000 29
0041201 3 100000. 305.65 0 0 0 30
0041300 0

0041301 0.00 0.00 0.0 29

*=====

* Component PIPE 'By pass'

*=====

0050000 "Bypass" pipe
0050001 30
0050101 0.0282 30
0050301 0.020833 30
0050401 0.0000 30
0050501 0.0000 30
0050601 -90.0000 30
0050701 -0.020833 30
0050801 0.0001 0.00554235 30
0051001 0000000 30
0050901 0.00 0.00 29
0051101 0000000 29
0051201 3 100000. 305.65 0 0 0 30
0051300 0

0051301 0.00 0.00 0.0 29

*=====

* Component PIPE 'irradiador'

*=====

0060000 "irradia" pipe
0060001 30
0060101 0.0033 30
0060301 0.020833 30
0060401 0.0000 30
0060501 0.0000 30
0060601 -90.0000 30
0060701 -0.020833 30
0060801 0.0001 0.00554235 30

0061001 0000000 30
0060901 0.00 0.00 29
0061101 0000000 29
0061201 3 100000. 305.65 0 0 0 30
0061300 0
0061301 0.00 0.00 0.0 29

*=====

* Component Branch 'piscina para entrada dos combustiveis'

*=====

0020000 "incore" branch
0020001 5 1
0020101 1.5 0.10 0.00 0.00 -90.00 -0.10 0.00 0.00 0011010
0020200 003 100000.00 305.65
0021101 001010000 002000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0022101 002010000 003000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0023101 002010000 004000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0024101 002010000 005000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0025101 002010000 006000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0021201 211.00 0.00 0
0022201 138.00 0.00 0
0023201 6.00 0.00 0
0024201 61.00 0.00 0
0025201 6.00 0.00 0

*=====

* Component Branch 'saida dos combustiveis para placa matriz'

*=====

0070000 "outcore" branch
0070001 5 1
0070101 1.5 0.10 0.00 0.00 -90.00 -0.10 0.00 0.00 0011010
0070200 003 100000.00 305.65
0071101 003010000 007000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0072101 004010000 007000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0073101 005010000 007000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0074101 006010000 007000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0075101 007010000 013000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
0071201 138.00 0.00 0
0072201 6.00 0.00 0
0073201 61.00 0.00 0
0074201 6.00 0.00 0

0075201 211.00 0.00 0
*=====

* Component PIPE 'placa matriz'
*=====

0130000 "matriz" pipe
0130001 5
0130101 1.5 1
0130105 1.5 5
0130301 0.1 1
0130305 0.1 5
0130401 0.0000 1
0130405 0.0000 5
0130501 0.0000 1
0130505 0.0000 5
0130601 -90.0000 1
0130605 -90.0000 5
0130701 -0.1 1
0130705 -0.1 5
0130801 0.0000 0.0000 1
0130805 0.0000 0.0000 5
0131001 0000000 1
0131005 0000000 5
0130901 0.00 0.00 1
0130904 0.00 0.00 4
0131101 0000000 1
0131104 0000000 4
0131201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01
0131205 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 05
0131300 0
0131301 0.00 0.00 0.0 1
0131304 0.00 0.00 0.0 4
*=====

* Component Single Junction 'placa suporte para cone'
*=====

0140000 "saipri" sngljun
0140101 013010000 008000000 0.0 0.00 0.00 0001000
0140201 1 211. 0.00 0.0
*=====

* Component PIPE 'cone de reducao'
*=====

0080000 "cone" pipe
 0080001 6
 0080101 1.5 1
 0080101 1.21 2
 0080101 0.93 3
 0080101 0.64 4
 0080101 0.36 5
 0080101 0.073 6
 0080301 0.02 6
 0080401 0.0000 6
 0080501 0.0000 6
 0080601 -90.0000 6
 0080701 -0.018 6
 0080801 0.01 0.00 6
 0081001 0000000 6
 0080901 0.00 0.00 1
 0080905 0.00 0.00 5
 0081101 0000000 1
 0081105 0000000 5
 0081201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 06
 0081300 1
 0081301 211. 0.00 0.0 1
 0081305 211. 0.00 0.0 5
 *=====

 * Component Branch 'saida do cone para valvula e primario'
 *=====

 0090000 "outcone" branch
 0090001 2 1
 0090101 2.726 0.2 0.00 0.00 -90.00 -0.2 0.00 0.00 0011010
 0090200 003 100000.00 305.65
 0091101 008010000 009000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
 0092101 009010000 011000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
 0091201 211.00 0.00 0
 0092201 211.00 0.00 0
 *=====

 * Component Branch 'Conecta valvulas para o a piscina'
 *=====

 0240000 "inpisc" branch
 0240001 1 1

0240101 4.37 0.2 0.00 0.00 90.00 0.2 0.00 0.00 0011010
0240200 003 100000.00 305.65
0241101 024010000 012000000 0.00 0.00 0.00 0000100
0241201 0.00 0.00 0

*=====

* Component Valve - Valvula de convecção natural 1 'cone para primario'

*=====

0220000 "valv1" valve
0220101 009010000 024000000 0.26 0.00 0.00 0001100
0220201 1 0. 0.00 0.0
0220300 mtrvlv
0220301 501 502 0.33 0.0

*=====

* Component Valve - Valvula de convecção natural 2 'cone para primario'

*=====

0230000 "valv2" valve
0230101 009010000 024000000 0.073 0.00 0.00 0001100
0230201 1 0. 0.00 0.0
0230300 mtrvlv
0230301 505 502 0.5 0.0

*=====

* Component PIPE 'Primario'

*=====

0110000 "primario" pipe
0110001 30
0110101 0.073 1
0110130 0.073 30
0110301 0.2134 1
0110330 0.2134 30
0110401 0.0000 1
0110430 0.0000 30
0110501 0.0000 1
0110530 0.0000 30
0110601 0.0 1
0110630 0.0 30
0110701 0.0 1

0110730 0.0 30
0110801 0.01 0.00 1
0110805 0.01 0.00 30
0111001 0000000 1
0111005 0000000 30
0110901 0.00 0.00 1
0110904 0.00 0.00 29
0111101 0000000 1
0111104 0000000 29
0111201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01
0111205 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 30
0111300 1
0111301 211. 0.00 0.0 1
0111304 211. 0.00 0.0 29

*=====

* Component annulus 'anel interno inferior piscina'

*=====

0120000 "anelinf" annulus
0120001 10
0120101 4.37 1
0120110 4.37 10
0120301 0.1445 10
0120401 0.0000 1
0120410 0.0000 10
0120501 0.0000 1
0120510 0.0000 10
0120601 90.0000 1
0120610 90.0000 10
0120701 0.1445 10
0120801 0.01 0.00 1
0120810 0.01 0.00 10
0121001 0000000 1
0121010 0000000 10
0120901 0.00 0.00 1
0120909 0.00 0.00 9
0121101 0000000 1
0121109 0000000 9
0121201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01
0121210 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 10

0121300 1
0121301 0.0 0.0 0.0 0.0 01
0121310 0.0 0.0 0.0 0.9

*=====

* Component Single Junction 'anel interno inferior piscina para superior'

*=====

0150000 "anelint" sngljun
0150101 012010000 016000000 0.0 0.00 0.00 0001000
0150201 1 0.0 0.00 0.00

*=====

* Component annulus 'anel interno superior piscina'

*=====

0160000 "anelsup" annulus
0160001 30
0160101 4.37 1
0160130 4.37 30
0160301 0.2300 1
0160330 0.2300 30
0160401 0.0000 1
0160430 0.0000 30
0160501 0.0000 1
0160530 0.0000 30
0160601 90.0000 1
0160630 90.0000 30
0160701 0.2300 1
0160730 0.2300 30
0160801 0.01 0.00 1
0160830 0.01 0.00 30
0161001 0000000 1
0161030 0000000 30
0160901 0.00 0.00 1
0160929 0.00 0.00 29
0161101 0000000 1
0161120 0000000 29
0161201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01
0161230 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 30
0161300 1
0161301 0.0 0.0 0.0 0.0 01

0161310 0.0 0.0 0.0 29

*=====

* Component annulus 'anel inf externo'

*=====

0170000 "extinf" annulus

0170001 10

0170101 8.037 1

0170110 8.037 10

0170301 0.1645 1

0170310 0.1645 10

0170401 0.0000 1

0170410 0.0000 10

0170501 0.0000 1

0170510 0.0000 10

0170601 90.0000 1

0170610 90.0000 10

0170701 0.1645 1

0170710 0.1645 10

0170801 0.01 0.00 1

0170810 0.01 0.00 10

0171001 0000000 1

0171010 0000000 10

0170901 0.00 0.00 1

0170909 0.00 0.00 9

0171101 0000000 1

0171109 0000000 9

0171201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01

0171210 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 10

0171300 1

0171301 211.0 0.0 0.0 01

0171310 211.0 0.0 0.0 9

*=====

* Component Single Junction 'anel interno inferior piscina para superior'

*=====

0180000 "anelext" sngljun

0180101 017010000 019000000 0.0 0.00 0.00 0001000

0180201 1 211.0 0.00 0.00

*=====

* Component annulus 'anel externo superior piscina'

*=====

0190000 "extsup" annulus

0190001 30

0190101 8.037 1

0190130 8.037 30

0190301 0.2300 1

0190330 0.2300 30

0190401 0.0000 1

0190430 0.0000 30

0190501 0.0000 1

0190530 0.0000 30

0190601 90.0000 1

0190630 90.0000 30

0190701 0.2300 1

0190730 0.2300 30

0190801 0.01 0.00 1

0190830 0.01 0.00 30

0191001 0000000 1

0191030 0000000 30

0190901 0.00 0.00 1

0190929 0.00 0.00 29

0191101 0000000 1

0191120 0000000 29

0191201 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 01

0191230 3 100000.00 305.65 0.0 0.0 0.0 30

0191300 1

0191301 211.0 0.0 0.0 01

0191310 211.0 0.0 0.0 29

*=====

* Component Time Dependent Junction 'bomba'

*=====

0200000 "bomba" tmdpjun

0200101 011010000 017000000 0.073

0200200 1

0200201 0.00 211.00 0.00 0.0

0200202 50.00 211.00 0.00 0.00

0200203 53.972 191.101 0.00 0.0
0200204 56.075 180.535 0.00 0.0
0200205 57.944 169.088 0.00 0.0
0200206 58.879 163.365 0.00 0.0
0200207 60.047 155.440 0.00 0.0
0200208 60.981 148.396 0.00 0.0
0200209 63.084 138.711 0.00 0.0
0200210 64.019 132.547 0.00 0.0
0200211 66.121 124.182 0.00 0.0
0200212 67.991 115.377 0.00 0.0
0200213 69.860 107.893 0.00 0.0
0200214 71.963 102.170 0.00 0.0
0200215 74.065 96.447 0.00 0.0
0200216 76.869 89.843 0.00 0.0
0200217 79.907 82.799 0.00 0.0
0200218 82.944 77.516 0.00 0.0
0200219 86.916 70.472 0.00 0.0
0200220 90.888 65.189 0.00 0.0
0200221 95.093 60.346 0.00 0.0
0200222 100.000 56.384 0.00 0.0
0200223 105.14 52.421 0.00 0.0
0200224 110.047 49.34 0.00 0.0
0200225 114.953 45.82 0.00 0.0
0200226 120.093 42.74 0.00 0.0
0200227 125.000 39.21 0.00 0.0
0200228 131.075 37.01 0.00 0.0
0200229 136.916 34.81 0.00 0.0
0200230 142.991 32.61 0.00 0.0
0200231 149.065 29.969 0.00 0.0
0200232 154.907 28.208 0.00 0.0
0200233 160.981 26.887 0.00 0.0
0200234 167.056 25.126 0.00 0.0
0200235 172.897 23.365 0.00 0.0
0200236 178.972 21.604 0.00 0.0
0200237 184.813 19.843 0.00 0.0
0200238 190.888 17.642 0.00 0.0
0200239 196.963 15.881 0.00 0.0
0200240 203.037 14.119 0.00 0.0
0200241 208.879 13.239 0.00 0.0
0200242 214.953 11.918 0.00 0.0

0200243 220.794 10.597 0.00 0.0
 0200244 226.869 9.28 0.00 0.0
 0200245 232.944 7.52 0.00 0.0
 0200246 239.019 5.31 0.00 0.0
 0200247 244.860 3.11 0.00 0.0
 0200248 250.000 0.00 0.00 0.0

*=====

* Component Branch 'topo da piscina branch superior'

*=====

0210000 "superior" branch
 0210001 3 1
 0210101 15.372 0.50 0.00 0.00 90.00 0.50 0.00 0.00 0011010
 0210200 003 100000.00 305.65
 0211101 019010000 021000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
 0212101 016010000 021000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
 0213101 021010000 001000000 0.00 0.00 0.00 0.00 0000100
 0211201 211.00 0.00 0
 0212201 0.00 0.00 0
 0213201 211.00 0.00 0

*=====

* Component Heat Structure 'canal quente' Component ID: 009

*=====

10090000 30 10 1 0 0.
 10090100 0 1
 10090101 4 0.00038 *revestimento
 10090102 5 0.00076 *comb
 10090201 1 4
 10090202 2 9
 10090301 0.00 4
 10090302 1.00 9
 10090400 0
 10090401 311. 4
 10090402 320. 10
 10090501 004010000 10000 100 1 0.048467 30
 10090601 0 0 0 1 0.048467 30
 10090701 100 0.00030 0 0 1
 10090702 100 0.00031 0 0 2

10090703 100 0.00035 0 0 3
10090704 100 0.00040 0 0 4
10090705 100 0.00046 0 0 5
10090706 100 0.00052 0 0 6
10090707 100 0.00058 0 0 7
10090708 100 0.00065 0 0 8
10090709 100 0.00072 0 0 9
10090710 100 0.00080 0 0 10
10090711 100 0.00090 0 0 11
10090712 100 0.00104 0 0 12
10090713 100 0.00118 0 0 13
10090714 100 0.00129 0 0 14
10090715 100 0.00138 0 0 15
10090716 100 0.00145 0 0 16
10090717 100 0.00150 0 0 17
10090718 100 0.00153 0 0 18
10090719 100 0.00155 0 0 19
10090720 100 0.00155 0 0 20
10090721 100 0.00153 0 0 21
10090722 100 0.00150 0 0 22
10090723 100 0.00146 0 0 23
10090724 100 0.00139 0 0 24
10090725 100 0.00132 0 0 25
10090726 100 0.00123 0 0 26
10090727 100 0.00113 0 0 27
10090728 100 0.00103 0 0 28
10090729 100 0.00096 0 0 29
10090730 100 0.00098 0 0 30
10090800 0
10090801 0.00 10.00 10.00 0.00 0.00 0.00 1.00 30

*=====

* Component Heat Structure 'canal medio' Component ID: 009

*=====

10080000 30 10 1 0 0.

10080100 0 1

10080101 4 0.00038 *revestimento

10080102 5 0.00076 *comb

10080201 1 4

10080202 2 9

10080301 0.00 4

10080302 1.00 9
10080400 0
10080401 311. 4
10080402 320. 10
10080501 003010000 10000 100 1 1.116 30
10080601 0 0 0 1 1.116 30
10080702 100 0.03098 0 0 2
10080701 100 0.00978 0 0 1
10080702 100 0.01015 0 0 2
10080703 100 0.01146 0 0 3
10080704 100 0.01306 0 0 4
10080705 100 0.01485 0 0 5
10080706 100 0.01676 0 0 6
10080707 100 0.01881 0 0 7
10080708 100 0.02101 0 0 8
10080709 100 0.02333 0 0 9
10080710 100 0.02594 0 0 10
10080711 100 0.02908 0 0 11
10080712 100 0.03345 0 0 12
10080713 100 0.03808 0 0 13
10080714 100 0.04166 0 0 14
10080715 100 0.04438 0 0 15
10080716 100 0.04659 0 0 16
10080717 100 0.04819 0 0 17
10080718 100 0.04928 0 0 18
10080719 100 0.04984 0 0 19
10080720 100 0.04991 0 0 20
10080721 100 0.04942 0 0 21
10080722 100 0.04842 0 0 22
10080723 100 0.04692 0 0 23
10080724 100 0.04487 0 0 24
10080725 100 0.04244 0 0 25
10080726 100 0.03957 0 0 26
10080727 100 0.03643 0 0 27
10080728 100 0.03333 0 0 28
10080729 100 0.03098 0 0 29
10080730 100 0.03154 0 0 30
10080800 0
10080801 0.00 10.00 10.00 0.00 0.00 0.00 1.00 30

*=====

* revestimento de aluminio Material No: 1

*=====

20100100 tbl/fctn 1 1

* thermal conductivity

20100101 300. 180. *aluminio

20100102 500. 180.

* heat capacity

20100151 300. 2429.00

20100152 500. 2669.00 *aluminio

*=====

* combustível Material No: 2

*=====

20100200 tbl/fctn 1 1

* thermal conductivity

20100201 300. 50.

20100202 500. 50.

* heat capacity

20100251 300. 2139.00

20100252 500. 2279.00

*=====

* heat volume source

*=====

20210000 power 605 1.0 3354166.667

20210001 -1. 1.

20210002 0. 1.

20210003 0.74165637 0.07370413

20210004 0.74165637 0.07432339

20210005 0.98887515 0.07277523

20210006 0.98887515 0.07194954

20210007 1.23609394 0.07122706

20210008 1.48331273 0.07040138

20210009 1.73053152 0.06957569

20210010 1.97775031 0.06875

20210011 2.2249691 0.06802752

20210012 2.47218789 0.06720183

20210013 2.96662546 0.06658257

20210014 3.21384425 0.06586009

20210015 3.46106304 0.06524083
20210016 3.70828183 0.06462156
20210017 4.20271941 0.06389908
20210018 4.4499382 0.06327982
20210019 4.94437577 0.06266055
20210020 5.68603214 0.06183486
20210021 6.18046972 0.0612156
20210022 6.92212608 0.06038991
20210023 7.91100124 0.05946101
20210024 8.89987639 0.05853211
20210025 9.88875155 0.05770642
20210026 11.1248455 0.05688073
20210027 12.3609394 0.05605505
20210028 13.5970334 0.05533257
20210029 14.8331273 0.05450688
20210030 16.31644 0.05388761
20210031 17.7997528 0.05316514
20210032 19.2830655 0.05254587
20210033 20.5191595 0.05192661
20210034 22.249691 0.05141055
20210035 23.7330037 0.05079128
20210036 25.710754 0.05017202
20210037 27.6885043 0.04955275
20210038 30.1606922 0.04883028
20210039 32.6328801 0.04831422
20210040 34.8578492 0.04769495
20210041 37.3300371 0.0471789
20210042 40.2966625 0.04655963
20210043 42.7688504 0.04604358
20210044 45.7354759 0.04552752
20210045 48.7021014 0.04501147
20210046 51.9159456 0.04449541
20210047 54.3881335 0.04408257
20210048 56.6131026 0.04377294
20210049 59.3325093 0.04336009
20210050 61.8046972 0.04305046
20210051 64.5241038 0.04274083
20210052 66.7490729 0.04243119
20210053 69.7156984 0.04201835
20210054 72.9295426 0.04170872

20210055 76.8850433 0.04119266
20210056 80.8405439 0.04077982
20210057 85.2904821 0.04047018
20210058 89.9876391 0.03995413
20210059 93.2014833 0.0396445
20210060 96.6625464 0.03933486
20210061 100.370828 0.03902523
20210062 103.090235 0.03881881
20210063 106.551298 0.03850917
20210064 110.754017 0.03819954
20210065 114.462299 0.03799312
20210066 117.676143 0.0377867
20210067 120.889988 0.03747706
20210068 124.351051 0.03716743
20210069 127.070457 0.03716743
20210070 130.284302 0.0368578
20210071 133.498146 0.03665138
20210072 136.959209 0.03654817
20210073 140.91471 0.03623853
20210074 144.375773 0.03603211
20210075 148.084054 0.03582569
20210076 152.039555 0.03561927
20210077 155.500618 0.03541284
20210078 160.197775 0.03520642
20210079 163.658838 0.035
20210080 167.36712 0.03479358
20210081 171.817058 0.03458716
20210082 175.772559 0.03438073
20210083 180.469716 0.03417431
20210084 184.425216 0.03396789
20210085 188.380717 0.03386468
20210086 192.336218 0.03365826
20210087 195.550062 0.03355505
20210088 198.516687 0.03345183
20210089 200. 0.03334862
.
.

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil
<http://www.ipen.br>

O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativa pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações