



**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**

**Autarquia Associada à Universidade de São Paulo**

# **Modelagem e análise termo-hidráulica do reator de pesquisa IEA-R1 utilizando o código RELAP**

**Rogério Carvalho de Campos**

**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**

**2023**

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

# **Modelagem e análise termo-hidráulica do reator de pesquisa IEA-R1 utilizando o código RELAP**

Versão Corrigida

Versão Original disponível no IPEN

**Rogério Carvalho de Campos**

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**

**2023**

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

Como citar:

CAMPOS, R. C. **Modelagem e análise termo-hidráulica do reator de pesquisa IEA-R1 utilizando o código RELAP**. 2023. 112 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).

Campos, Rogério Carvalho de

Modelagem e análise termo-hidráulica do reator de pesquisa IEA-R1 utilizando o código RELAP. / Rogério Carvalho de Campos; orientador Delvonei Alves de Andrade. São Paulo, 2023. 112 p.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2023.

1. Reator Nuclear de Pesquisa IEA-R1. 2. RELAP 3. Transientes Operacionais. I. Título.

## **FOLHA DE APROVAÇÃO**

Autor: Rogério Carvalho de Campos

Título: Modelagem e análise termo-hidráulica do reator de pesquisa IEA-R1 utilizando o código RELAP.

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

Data: 30 / 08 / 2023

### **Banca Examinadora**

Prof. Dr.: Delvonei Alves de Andrade

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Julgamento: Aprovado

Prof. Dr.: Humberto Vítor Soares

Instituição: Externo / Autônomo

Julgamento: Aprovado

Prof. Dr.: Jorge Luis Baliño

Instituição: Escola Politécnica da Universidade de São Paulo

Julgamento: Aprovado

## AGRADECIMENTOS

Agradeço inicialmente à Marinha do Brasil que me proporcionou a oportunidade de aprimoramento no meio acadêmico e na expansão dos meus horizontes para que tal conhecimento possa ser posto à disposição do serviço público.

Agradeço imensamente à minha mulher, Marianne, que sempre me apoiou em todos os momentos que precisei, durante os meus estudos e trabalho. Agradeço da mesma forma ao restante da minha família, que sempre me incentivou a perseguir meus objetivos e torceu por mim em cada momento da minha vida.

Ao Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade, orientador desta dissertação, que me recebeu de braços abertos no CEN, me apoiou nos momentos acadêmicos mais difíceis, e cujas valiosas contribuições, conhecimento especializado e dedicação foram fundamentais para a concretização deste trabalho.

Ao pesquisador M. Sc. Antônio Belchior Júnior pelo seu imprescindível apoio e orientação, pela paciência e ensinamentos incontáveis relacionados ao RELAP, discussões e avaliações sobre os resultados deste e outros trabalhos.

Aos pesquisadores Dr. Walmir Maximo Torres (meu veterano de FEG), Dr. Pedro Ernesto Umbehaun e Dr. Humberto Vitor Soares pelo valioso auxílio, conhecimento, comprometimento e generosidade que foram essenciais para o desenvolvimento e conclusão deste trabalho.

Gostaria de expressar minha profunda gratidão aos ilustres Doutores participantes da Comissão Examinadora, por terem aceitado o convite e por compartilharem sua sabedoria e experiência comigo.

Sou enormemente grato a todo pessoal do IPEN pela oportunidade de aprendizado e por todo o suporte que me proporcionaram. O comprometimento com a excelência acadêmica e a paixão pela pesquisa são verdadeiramente inspiradores. Muito obrigado por tudo.

## RESUMO

CAMPOS, R. C., **Modelagem e análise termo-hidráulica do reator de pesquisa IEA-R1 utilizando o código RELAP**. 2023. 112 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

Este trabalho apresenta a elaboração de um modelo termo-hidráulico com o código RELAP para o reator IEA-R1, contemplando a piscina, o núcleo do reator, toda tubulação e válvulas do circuito primário, o tanque de decaimento, as duas bombas de circulação principal, os dois trocadores de calor e o Sistema de Refrigeração de Emergência. Todas as partes mais importantes dos circuitos elaborados são descritas detalhadamente e são apresentadas diversas simulações demonstrando o funcionamento satisfatório do modelo produzido. A vazão em regime permanente resultantes nos canais de refrigeração dos elementos combustíveis apresentou uma diferença de aproximadamente 6,4% em relação aos dados experimentais de vazão, assim como os canais abertos entre elementos adjacentes apresentam a entrada lateral de fluxo da piscina para o núcleo com maior intensidade na região inferior. Também foi realizada uma série de simulações que apresenta a distribuição de temperatura ao longo dos componentes do núcleo, onde a comparação entre um canal médio e um canal conservativo demonstrou incrementos de temperatura resultantes entre 85,6 e 88,4%, próximos ao valor teórico esperado de 84,4%. Os modelos dos trocadores de calor reproduziram de forma precisa o comportamento das temperaturas, tanto para contracorrente quanto para correntes paralelas. Finalmente, foi realizada uma simulação de um acidente de perda de vazão lenta no núcleo que apresentou fidedignamente a fenomenologia do evento: a queda de temperatura após a perda de vazão e desligamento do reator, seguida da abertura da válvula de circulação natural e a inversão da direção do escoamento no núcleo do reator. A comparação com resultados experimentais mostrou diferenças de temperaturas de 2,3°C para o fluido e de até 4°C para o revestimento. Em suma, o modelo RELAP desenvolvido para o IEA-R1 foi capaz de replicar os principais sistemas e equipamentos do reator, permitindo simulações para avaliações sistêmicas.

**Palavras-chave:** Reator Nuclear de Pesquisa IEA-R1, RELAP, Transientes Operacionais.

## ABSTRACT

CAMPOS, R. C., **Thermo-hydraulic modeling and analysis of the IEA-R1 research reactor using the RELAP code**. 2023. 112 p. Thesis (Master in Nuclear Technology) – Nuclear and Energy Research Institute – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

This work will present the development of a thermal-hydraulic model using the RELAP code for the IEA-R1 reactor, encompassing the pool, reactor core, all primary circuit piping and valves, decay tank, two main circulation pumps, two heat exchangers, and the Emergency Cooling System. All the most important parts of the developed circuits will be described in detail, and several simulations will be presented to demonstrate the satisfactory operation of the produced model. The steady-state flow in the cooling channels of the fuel elements showed a difference of approximately 6.4% compared to experimental flow data, and the open channels between adjacent elements exhibited a stronger lateral inflow from the pool to the core in the lower region. A series of simulations was also conducted to show the temperature distribution along the core components, and the comparison between an average channel and a conservative channel demonstrated temperature increments ranging from 85.6% to 88.4%, close to the expected theoretical value of 84.4%. The heat exchanger models accurately reproduced temperature behavior for both countercurrent and parallel flows. Finally, a simulation of slow flow loss accident in the core faithfully depicted the event's phenomenology: temperature drop after circulation loss followed by the opening of the natural circulation valve and flow reversal in the reactor core. A comparison with experimental results showed temperature differences of 2.3°C for the fluid and up to 4°C for the cladding. In summary, the RELAP model developed for the IEA-R1 successfully replicated the main reactor systems and equipment, enabling simulations for systemic evaluations.

**Key-words:** IEA-R1 Nuclear Research Reactor, RELAP, Operational Transients.

## LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Principais códigos computacionais de análise termo-hidráulica.....	14
Tabela 2 - Desenvolvimento dos códigos RELAP ao longo do tempo. ....	17
Tabela 3 - Principais informações do combustível nuclear do IEA-R1. ....	31
Tabela 4 - Principais componentes da nodalização.....	43
Tabela 5 – Distribuição de potência nos componentes. ....	53
Tabela 6 - Abertura e fechamento de válvulas para utilização de combinações de bomba e trocador de calor.....	60
Tabela 7 – Valores comparativos entre a vazão experimental e a vazão do modelo. ....	70
Tabela 8 – Relação entre a diferença de temperatura de entrada e saída dos componentes 110 e 130. ....	73
Tabela 9 - Resultados de temperaturas de entrada e saída do primário e secundário do trocador de calor A em regime permanente (150s) e LMTD calculada. ....	78
Tabela 10 – Dados iniciais de simulação de operação padrão do IEA-R1.....	80
Tabela 11 – Dados da simulação e de operação do IEA-R1. ....	82
Tabela 12 - Distribuição de potência entre os componentes 110, 120 e 130 para o experimento de perda de vazão.....	88
Tabela 13 - Decaimento de potência durante o LOFA e distribuição de potência axial aplicada aos componentes do reator. ....	89
Tabela 14 – Sequência de eventos para perda de vazão da bomba do circuito primário. ....	91

## LISTA DE FIGURAS

Figura 1 – Piscina e núcleo do reator IEA-R1.....	25
Figura 2 – Vista superior representativa da piscina do reator IEA-R1.....	26
Figura 3 - Configuração 264 do IEA-R1.....	28
Figura 4 - Elemento combustível padrão do IEA-R1.....	29
Figura 5 - Elemento combustível de controle do IEA-R1.....	30
Figura 6 - Circuito primário e secundário do IEA-R1.....	33
Figura 7 - Representação do escoamento do fluido ao longo do Tanque de Decaimento.....	34
Figura 8 – Modelo simplificado do reator IEA-R1.....	42
Figura 9 – Nodalização completa do Reator IEA-R1 e sistemas principais.....	44
Figura 10 - Representação do modelo da piscina – Vista em corte e planta.....	46
Figura 11 - Exemplo de conexão lateral entre componentes.....	48
Figura 12 - Restrição atribuída lateralmente e entre volumes.....	50
Figura 14 - Perda de carga localizada.....	55
Figura 15 - Geometria de entrada do fluido nos componentes 110 e 130 (vista em corte lateral)....	56
Figura 16 – Exemplo de perda de carga localizada do código RELAP para o componente 110.....	56
Figura 17 – Representação tridimensional do circuito primário do IEA-R1.....	58
Figura 18 - Nodalização do ramal 200.....	59
Figura 19 - Nodalização do ramal 300.....	60
Figura 20 - Representação do Trocador de Calor A.....	62
Figura 21 – Representação do Trocador de Calor B.....	63
Figura 22 - Nodalização do ramal 500 de retorno do primário à piscina.....	64
Figura 23 – Nodalização do ramal 600 representativo do SRE.....	65
Figura 24 - Representação da entrada lateral de fluido no reator IEA-R1.....	71

Figura 25 - Variação da temperatura ao longo de um trocador de calor em contracorrente e em correntes paralelas.....	77
Figura 26 - Elemento combustível instrumentado (IFA).....	86
Figura 27 - Configuração 243 do núcleo do reator IEA-R1 para o acidente de perda de vazão lenta.....	87
Figura 28 - Distribuição das frações de potência ao longo dos 20 volumes dos componentes 110, 120 e 130 para média e na posição 208.....	88
Figura 29 - Vazão experimental, vazão utilizada na simulação com RELAP e potência total do reator durante o evento de perda lenta de vazão. ....	90

## LISTA DE GRÁFICOS

Gráfico 1 - Fatores de Potência Axial. ....	52
Gráfico 2 - Frações de potência normalizada ao longo do eixo axial aplicadas aos 20 volumes de cada um dos componentes 110, 120 e 130. ....	53
Gráfico 3 - Nível nos componentes superficiais da piscina sem restrições entre volumes. ....	67
Gráfico 4 – Nível dos componentes superficiais da piscina com restrições entre volumes. ....	68
Gráfico 5 - Distribuição de vazão entre componentes do reator para vazão total de 208,75kg/s.....	70
Gráfico 6 - Vazão no componente 120 ao longo de diferentes alturas do núcleo do reator para a vazão total de 208,75kg/s. ....	71
Gráfico 7 - Distribuição de temperatura do fluido nos componentes 110 e 130 em regime permanente e diferentes vazões totais. ....	72
Gráfico 8 - Distribuição de temperatura do fluido no componente 120 em regime permanente e diferentes vazões totais.....	74
Gráfico 9 - Diferenças de pressão entre os componentes 104 e 120 com diferentes vazões totais. ..	74
Gráficos 10 - Temperaturas do fluido no trocador de calor A. ....	76
Gráficos 11 - Temperaturas do fluido no trocador de calor B.....	79
Gráfico 12 - Temperaturas de entrada e saída do núcleo do reator. ....	81
Gráfico 13 - Temperatura de entrada e saída do primário do trocador de calor B. ....	81
Gráfico 14 - Temperaturas de entrada e saída do secundário do trocador de calor B. ....	81
Gráfico 15 – Temperaturas do fundo da piscina após perda do secundário. ....	83
Gráfico 16 - Temperaturas da piscina na altura do reator após perda do secundário.....	84
Gráfico 17 - Temperaturas da piscina acima do reator após perda do secundário. ....	84
Gráfico 18 - Temperaturas da piscina próximas à superfície. ....	85

Gráfico 19 – Vazões da bomba de circulação principal e ao longo do canal médio (componente 110) durante a simulação de perda de vazão do IEA-R1.....	92
Gráfico 20 – Temperaturas do fluido em 5 alturas representativas do componente 110 (canal médio do núcleo do reator). .....	92
Gráfico 21 - Perfil de temperatura do fluido ao longo do componente 110 antes e após o evento de perda de vazão.....	93
Gráfico 22 – Comparação de vazões no núcleo do reator de diferentes simulações durante a perda de vazão lenta.....	95
Gráfico 23 - Comparação entre dados experimentais da temperatura de entrada do fluido e resultados de diferentes modelos.....	96
Gráfico 24 - Comparação entre dados experimentais da temperatura de saída do fluido e resultados de diferentes modelos.....	97
Gráfico 25 - Comparação entre dados experimentais da temperatura do revestimento TC3 (252,5mm) e resultados de diferentes modelos.....	98
Gráfico 26 - Comparação entre dados experimentais TC6 (412,5mm) e os resultados da simulação.....	100
Gráfico 27 - Comparação entre dados experimentais TC10 (552,5mm) e os resultados da simulação.....	100
Gráfico 28 - Vazões no cone de redução, válvula de circulação natural e início da tubulação do primário.....	102

## SUMÁRIO

1 - INTRODUÇÃO .....	14
1.1 – Objetivos e Justificativas do Trabalho.....	18
1.2 – Estrutura do Trabalho .....	18
1.3 – O código RELAP5 e sua Utilização no IPEN .....	19
2 – REATOR DE PESQUISAS IEA-R1 .....	23
2.1 – Características do Local do IEA-R1 .....	24
2.2 – O Reator IEA-R1 .....	24
2.3 - O Núcleo do Reator.....	26
2.4 - O Circuito Primário.....	32
2.5 – Sistemas Auxiliares .....	35
2.5.1 – Sistema de Resfriamento de Emergência .....	36
2.5.2 – Sistema de Ventilação e Ar Condicionado .....	36
2.5.3 – Sistema de Elétrico .....	37
2.5.4 – Sistema de Retratamento de Água do IEA-R1 .....	38
2.6 – Análise de Segurança do IEA-R1 .....	38
2.6.1 – Perda de Alimentação Elétrica .....	38
2.6.2 – Excesso de Reatividade .....	39
2.6.3 – Perda de Vazão .....	39
2.6.4 – Perda de Refrigerante .....	40
3 - NODALIZAÇÃO.....	42
3.1 - Piscina .....	45

3.2 - Reator .....	51
3.3 – Tubulação de saída da piscina até o tanque de decaimento.....	57
3.4 – Bombas principais de circulação .....	59
3.5 – Tubulação entre as bombas de circulação e os trocadores de calor.....	59
3.6 – Trocador de calor A.....	61
3.7 – Trocador de calor B .....	62
3.8 – Tubulação de Retorno para a Piscina .....	63
3.9 – Sistema de Resfriamento de Emergência .....	64
4 - RESULTADOS .....	66
4.1 - Simulações Preliminares .....	66
4.1.1 - Simulações Preliminares da Piscina.....	66
4.1.2 - Simulações Preliminares de Vazão do Reator.....	68
4.1.3 - Simulações Preliminares do Reator.....	71
4.1.4 - Simulações preliminares dos Trocadores de Calor A e B.....	75
4.2 - Simulações Específicas .....	80
4.2.1 - Simulação de Operação de Longa Duração .....	80
4.2.2 – Simulação de Perda de Circulação do Secundário .....	83
4.2.3 - Simulações de Perda Lenta de Circulação do Primário .....	85
5 - CONCLUSÕES.....	103
<b>REFERÊNCIAS .....</b>	<b>107</b>

## 1 - INTRODUÇÃO

Os códigos termo-hidráulicos são adotados para demonstrar a segurança de reatores nucleares refrigerados a água com base em análise de acidentes, ou seja, focando em fenômenos termo-hidráulicos previamente estabelecidos como acidentes base de projeto. Eles possuem uma filosofia realista (“*best estimate*”) e validação dos códigos é um passo necessário para provar sua aplicabilidade no cálculo de cenários de acidentes, assim como o conhecimento dos cenários de acidentes é um pré-requisito para o projeto e operação dos reatores. O termo "*best estimate*" é usado no sentido de "o mais realista possível", ou seja, os modelos aplicados aos códigos tentam prever a resposta realista do sistema do reator para um determinado evento [1].

Os principais códigos são apresentados na Tabela 1.

Tabela 1 - Principais códigos computacionais de análise termo-hidráulica.

<b>Acrônimo</b>	<b>Código</b>
RELAP	<i>Reactor Excursion and Leak Analysis Program</i>
TRAC	<i>The Transient Reactor Analysis Code</i>
ATHLET	<i>Analysis of Thermal-hydraulics of LEaks and Transients</i>
CATHARE	<i>Code for Analysis of Thermalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation</i>
MERSAT	<i>Model for Evaluation of Reactor Safety and Analysis of Thermal-Hydraulics</i>

Fonte: Autor.

A maioria destes códigos foram desenvolvidos para a simular acidentes e transientes em reatores refrigerados a água leve do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) e sistemas associados. Para atender a demanda de trabalhos na área de licenciamento de instalações nucleares no país, a ferramenta oficial utilizada pelo órgão licenciador brasileiro CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) é o código RELAP, por este motivo ela é vastamente utilizada no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) para análises de transientes [2], [3], [4], [5] e [6].

A despeito de sua vasta utilização em reatores PWR, o código RELAP está em constante desenvolvimento e validação para aplicações de análises de segurança de reatores nucleares de pesquisa [7], [8] e [9]. Este trabalho apresenta o uso do código em

um reator de pesquisa do tipo piscina, o IEA-R1 (Instituto de Energia Atômica – Reator 1, antigo nome do IPEN).

O código RELAP tem a capacidade de simular desde situações relativamente simples, como em regimes permanentes, mas também transientes de interesse como um acidente de perda de refrigerante primário por pequena ou grande ruptura (LOCA – *Loss of Coolant Accident*), acidentes de perda de potência elétrica, perda de água de alimentação, perda de vazão, entre outros. A análise do comportamento termo-hidráulico durante qualquer destes acidentes ou transientes se aplica tanto para o circuito primário como o secundário de uma Instalação Nuclear.

O primeiro passo para simulação de uma planta com o RELAP é a nodalização do circuito, ou de apenas um dos circuitos caso a planta objeto da simulação possua mais de um, em componentes hidrodinâmicos. Na modelagem procura-se fazer a representação geométrica mais realista possível através de componentes próprios do código como: PIPE para tubulações, BRANCH para bifurcações ou T's, VALVE para válvulas, PUMP para bombas, SEPARATR para separadores de vapor, entre outros disponíveis. Além dos dados geométricos da Planta, que fazem parte dos dados de entrada do código RELAP, deve-se representar também as estruturas de troca de calor entre dois ou mais componentes ou com o ambiente, os sistemas de controle da instalação, os dados de cinética do reator e os dados dos materiais que constituem a planta [10].

Uma das maiores dificuldades na modelagem de uma instalação nuclear com o código RELAP é, portanto, a quantidade de informações necessária para a simulação de acidentes ou transientes termo-hidráulicos, que na maioria dos casos é muito grande. Além disto, existe a necessidade de uma quantidade razoável de operações matemáticas para os cálculos da geometria dos componentes.

O código RELAP foi desenvolvido no Laboratório Nacional de Idaho (INL) para modelar sistemas de usinas nucleares, inicialmente financiado pela Comissão de Energia Atômica dos EUA com o objetivo de simular acidentes de SBLOCA em reatores PWR. O primeiro código RELAP, chamado FLASH-1, usava o modelo de equilíbrio homogêneo para simular o fluxo de fluido com uma abordagem numérica explícita para o avanço de tempo. Posteriormente, em 1966, o RELAP1 foi desenvolvido em FORTRAN e adaptado para os computadores época para calcular pressões, temperaturas,

fluxo, inventários de massa, reatividade e potência em PWR durante eventos de reatividade ou LOCA [11].

Em seguida, em 1968, foi lançado o programa RELAP2, que incorporou melhorias em relação ao RELAP1 e possibilidade de simular reatores tipo BWR com a incorporação de modelos com separação de bolhas, além de ser mais estável e rodar mais rápido que o seu antecessor. Em 1970, o RELAP3 foi desenvolvido a partir do RELAP2, com a introdução de lógica de interrupção, modelos de válvulas, cargas e vazamentos dependentes de pressão, combustíveis tipo cilíndricos ou placas planas, entre outros. O código RELAP4/MOD1 foi lançado em 1973 com melhorias adicionais, como a capacidade de modelar LBLOCA (*Large Break Loss Of Coolant Accident*), *gap* de combustível, incorporação da reação metal-água zircônio-vapor, e o uso de avanço temporal com método numérico implícito [11].

A grande evolução ocorreu com o desenvolvimento do RELAP5, que adotou um novo modelo de dois fluidos e introduziu novas equações fundamentais para as fases líquida e gasosa. Melhorias adicionais incluíram a modelagem de fluxo transversal, a incorporação de novos modelos, correlações, *trips* e controles, além de um novo esquema de método numérico semi-implícito para avanço de tempo. O código RELAP5 também passou por melhorias de programação em relação ao RELAP4, incluindo a conversão para FORTRAN 77, melhorias no processamento de entrada e mensagens de erro, resultados de saída expandida, desalocação de memória, recursos de depuração, vetorização, paralelização e adaptação a diferentes plataformas de computador [11].

O interesse no RELAP cresceu internacionalmente, levando a colaborações com o Departamento de Energia dos EUA, outros laboratórios nacionais e empresas privadas. O INL liderou esses desenvolvimentos e formou o Grupo Internacional de Usuários do RELAP para organizar e financiar os pedidos dos usuários, além de licenciar e distribuir o código. A Tabela 2 apresenta a evolução do código RELAP ao longo de quatro décadas.

Tabela 2 - Desenvolvimento dos códigos RELAP ao longo do tempo.

<u>Versão do código</u>	<u>Ano de lançamento</u>
RELAP1	1966
RELAP2	1968
RELAP3	1970
RELAP4	1973
RELAP5/MOD 0	1979
RELAP5/MOD 1	1982
RELAP5/MOD 1.5	1982
RELAP5/MOD 2	1985
RELAP5/MOD 2.5	1989
RELAP5/MOD 3	1990
RELAP5/MOD 3.1	1993
RELAP5/MOD 3.2	1995

Fonte: Adaptado de [11].

O RELAP adota uma abordagem realista (*best estimate*), buscando representar o fenômeno de forma mais fiel possível resolvendo um modelo de 8 equações. Deste total há 6 equações de conservação (massa, energia e momento), sendo três para cada uma das fases (líquido e vapor), uma equação para gases não condensáveis e, finalmente, uma equação adicional para o tratamento do boro solúvel. O sistema de cálculo matemático do RELAP é acoplado a um código eficiente que inclui uma vasta capacidade de checagem dos dados iniciais (modelo de *input*) que auxilia o usuário a descobrir os erros e inconsistência para, em seguida, ajustá-los.

O desenvolvimento de tais modelos e sistemas constituintes do RELAP representam o conhecimento e experiência agregados ao longo de décadas em comportamento de núcleo de reator durante acidentes, processos fluido dinâmicos bifásicos e sistemas de reatores de água leve. A referência [12] apresenta de forma detalhada os modelos hidrodinâmicos, de estruturas térmicas, sistemas de controle e acionamentos, entre outros.

O RELAP foi projetado para a análise de interações entre os volumes dos componentes e não oferece resultados detalhados de fluxos dentro de tais volumes, assim como sua habilidade é limitada para modelar efeitos multidimensionais relacionados a vazão, transferência de calor ou cinética do reator [10].

## **1.1 – Objetivos e Justificativas do Trabalho**

O objetivo do presente trabalho é apresentar o desenvolvimento de um modelo nodal do reator IEA-R1 para código RELAP5/MOD3.2, com a implementação de mais sistemas ainda não aplicados em outros trabalhos, com foco na piscina, para aplicar o código em diferentes transientes de operação ou de acidentes.

O trabalho se justifica por possibilitar análises do núcleo do Reator IEA-R1, todo seu sistema primário e parcialmente do secundário. O mais usual em trabalhos relacionados a transientes que utilizam o RELAP é a nodalização de apenas uma parte específica do sistema a ser avaliado, como por exemplo, a modelagem de apenas um ou alguns canais para avaliação das temperaturas em um transiente de perda de refrigerante. Este trabalho, ao contrário, é generalista por abranger diversos sistemas e permitir análises sistêmicas.

Outra contribuição deste trabalho é que a partir deste modelo é possível realizar adaptações específicas para uma determinada análise. Por exemplo, pode-se alterar apenas a distribuição de potência e o regime de vazão da bomba para uma avaliação de transiente, haja vista que todo restante da estrutura do modelo já está elaborada.

## **1.2 – Estrutura do Trabalho**

Inicialmente há uma breve revisão bibliográfica focada no uso do código RELAP por pesquisadores do IPEN, em três áreas principais: reatores PWR, circulação natural e o Reator IEA-R1. A primeira se deve ao fato de o Brasil possuir dois reatores nucleares PWR (um terceiro em construção) em operação na usina de Angra dos Reis e de haver um estreito relacionamento entre os pesquisadores das instituições IPEN, CNEN e Eletronuclear, o que facilitar a troca de informações e promove o avanço de pesquisas em reatores tipo PWR. O segundo se deve ao fato de o IPEN possuir um circuito experimental com fins didáticos que permitem o estudo aprofundado da fenomenologia de circulação natural para futuras aplicações relacionadas à segurança passiva de reatores nucleares. A terceira área decorre do fato de o IEA-R1 ser um reator de pesquisa e possui grande quantidade de dados experimentais que servem de base comparativa para modelos do RELAP.

Em seguida o trabalho se estrutura em três capítulos principais: o segundo capítulo trata do Reator de Pesquisas IEA-R1, onde são apresentadas as principais características

de todas as partes do reator a serem modeladas, como a piscina, o núcleo, válvulas e tubulações do primário, o tanque de decaimento, as bombas de circulação principal, os trocadores de calor e o retorno à piscina. O extenso conjunto de informações apresentado neste capítulo fornece a fundamentação para o terceiro, a nodalização, que descreve pormenorizadamente como cada um dos sistemas do IEA-R1 foi elaborado com os componentes do RELAP. O quarto capítulo, resultados, apresenta uma série de simulações realizadas, em regime permanente e transiente, assim como as análises pertinentes a cada caso.

Por fim, há um capítulo final de conclusões, onde é apresentada uma síntese dos principais resultados atingidos pelo modelo desenvolvido e uma breve sugestão de possíveis trabalhos que podem ser realizados com adaptações do mesmo.

### **1.3 – O código RELAP e sua Utilização no IPEN**

Um exemplo das dificuldades do uso do código RELAP é o complexo trabalho que envolveu diversos pesquisadores do IPEN [13] e retrata um acidente postulado de SBLOCA (*Small Break Loss of Coolant Accident*) [4] que se encontra descrito no RFAS (Relatório Final de Análise de Segurança) da planta de Angra II cuja finalidade foi tornar o processo de qualificação da nodalização em caso de transiente mais eficiente [14]. No entanto, este processo de qualificação é bem complexo, pois deve ser observada a correta adequação da lógica de atuação de sistemas, de funções de controle e proteção e das reais condições de contorno impostas ao problema que só devem atuar ao longo transiente analisado.

O objetivo da simulação foi o de verificar a eficiência da atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) em caso de acidentes e transientes, além disso, são adotados critérios de falha e reparo para componentes do SREN, de modo a verificar conservativamente o funcionamento do sistema em desempenhar sua função, como prevista pelo projeto, para preservar a integridade do núcleo do reator e garantir o seu resfriamento.

Os acidentes do tipo SBLOCA são caracterizados por uma lenta despressurização do circuito primário à valores onde ocorre a atuação da injeção de segurança de alta pressão e logo em seguida a injeção de água pelos acumuladores. O lado do circuito secundário é requerido na remoção de calor residual e os processos termo-hidráulicos

inerentes à fenomenologia do acidente, tais como a vaporização da perna quente com consequente vaporização do núcleo causando uma má distribuição de vazão no interior do núcleo do reator, podem levar a uma redução no nível de líquido no núcleo, porém por espaço de tempo limitado [14].

Uma série de outros trabalhos relacionados com reatores PWR foram e continuam sendo desenvolvidos com o uso do código RELAP por pesquisadores do IPEN e colaboradores, como as referências [2], [5], [3] e [15]. Outro conjunto de trabalhos no qual o código RELAP foi amplamente utilizado foi o estudo do fenômeno por convecção natural [16], ou seja, sem a utilização de uma bomba para a movimentação do fluido de trabalho em um circuito experimental [17]. Estudos teóricos nesta área foram conduzidos visando adequar o comportamento do fluido bifásico e sua modelação utilizando o RELAP [18].

O circuito experimental utilizado encontra-se no Centro de Engenharia Nuclear do IPEN e remonta a década de 1980, porém, passou por várias atualizações e manutenções em sua instrumentação. Houve o desenvolvimento e implantação de um novo sistema de aquisição de dados das temperaturas em todo sistema. O circuito consiste de tubulações, sendo que a maior parte é feita de um tipo de vidro para ter o efeito didático de visualização do aquecimento da água e sua convecção. Há um aquecedor elétrico na parte inferior do tubo de vidro e diversos termopares ao longo da tubulação para permitir a medição das temperaturas no fluido enquanto este percorre os tubos em regime de convecção natural monofásica ou bifásica [19]. Há também um trocador de calor (um sistema secundário) para resfriamento do fluido do primário e um tanque de expansão para evitar o aumento excessivo da pressão caso se haja a formação de muito vapor. A depender da potência do aquecedor, o fluido quente monofásico ou bifásico passa através da tubulação primária até alcançar o trocador de calor onde se resfria e retorna, via perna fria, para o aquecedor completando o ciclo [20].

A comparação entre os valores experimentais e os resultados alcançados com a simulação do RELAP, apesar de pequenos desvios de magnitude, podem ser considerados satisfatórios, principalmente durante o transiente no qual a simulação conseguiu descrever a circulação natural, com um aumento inicial de temperatura seguido de um regime permanente oscilatório [21].

Outra grande vantagem do uso do RELAP é que alguns sistemas experimentais, ou até mesmo sistemas diversos para uso finalísticos de circuitos termodinâmicos, não podem, seja por custo ou por dificuldades técnicas, instrumentar todos os pontos desejáveis, sendo assim, fazer uma boa modelagem do sistema e a simulação pode nos fornecer dados desejáveis muito similares aos reais.

Por exemplo, o circuito experimental não possui medidores de vazão, porém a simulação de RELAP pode nos fornecer esses dados e, tendo em vista a boa aderência dos valores obtidos com as temperaturas, presume-se que o valor de vazão fornecido pelo código é muito próximo ao valor real [22]. Este experimento e as simulações de RELAP realizadas foram muito importantes para a consolidação de conhecimentos relacionados a uma geração de reatores nucleares, em geral compactos, que utilizam a circulação natural para refrigeração e remoção de calor residual em caso de acidente ou desligamento do reator [23].

O Reator de Pesquisa IEA-R1 também é amplamente utilizado para pesquisas utilizando simulações numéricas, com o código RELAP ou outros. A referência [24] utilizou os códigos PARET e COBRA para realizar uma simulação de redução seguida de parada da bomba de circulação do fluido refrigerante do reator, uma situação que poderia ocorrer no caso de perda de energia elétrica ou falha no motor, na qual a bomba continua a operar por um breve período devido a um volante de inércia. A referência [25] refez a simulação utilizando o código RELAP e alcançou valores muito similares e provou-se adequado para simulação de transientes.

Também foram realizados experimentos de descobrimento parcial e total em um elemento combustível a fim de estudar os possíveis acidentes de perda de refrigerante do núcleo do reator e os resultados da simulação numérica com o RELAP apresentou ótima concordância [26]. Outra utilização com o IEA-R1 foi a simulação de uma obstrução de canal entre placas do elemento combustível, total e parcial, um tipo de acidente que pode ocorrer quando há uma queda de material sobre o reator, apresentado pela referência [27].

Outro reator de pesquisa que foi avaliado com o uso do RELAP é o RMB (Reator Multipropósito Brasileiro), ainda em fase de projeto, no qual um modelo foi desenvolvido para analisar o dispositivo quebra-sifão, um conjunto de quatro válvulas flap (unidirecionais) alocadas na perna fria e um tubo aberto à atmosfera na perna quente, durante um acidente de LOCA [28]. O dispositivo simulado é um importante sistema de

segurança passivo que garante o nível de refrigerante no núcleo do reator em caso de acidente [29].

Enfim, existem inúmeros exemplos que podem ilustrar a importância e aplicações do uso da ferramenta RELAP, em especial nos circuitos termodinâmicos de reatores nucleares, mas também em reatores de pesquisa ou circuitos termo-hidráulicos para fins didáticos e de pesquisa com o objetivo de compreensão do comportamento dos mesmos e para o aprendizado teórico dos fenômenos e dos códigos utilizados para simulação.

## 2 – REATOR DE PESQUISAS IEA-R1

O reator de pesquisa nuclear IEA-R1 foi doado pelos Estados Unidos sob o programa Átomos para a Paz na década de 1950 com o objetivo de divulgar os usos civis e pacíficos da tecnologia nuclear e apagar a imagem negativa provocada pelas bombas nucleares lançadas em Hiroshima e Nagasaki. A construção do reator teve início em 1956 e foi inaugurado em 1958 pelo Presidente Juscelino Kubitschek no recém-criado Instituto de Energia Atômica (IEA), alcançando o marco de ser o primeiro reator nuclear do hemisfério sul [30].

À época, os projetos relacionados a tecnologia nuclear tinham mais chances de receber financiamento governamental e havia a expectativa de produção abundante de energia elétrica a partir de reatores nucleares, além do fator estratégico militar no contexto da Guerra Fria representada pela vertente nacionalista liderada pelo Almirante Álvaro Alberto, cuja influência cultural persistiu até a década de 1990, quando o processo de globalização começou a impactar os projetos do Instituto. O entusiasmo pela energia nuclear reduziu-se, juntamente com os recursos, obrigando os pesquisadores a se adaptarem à nova realidade e impulsionando setores como a produção de radioisótopos usados na medicina nuclear, em particular no radiodiagnóstico e na terapia, e outras áreas adjacentes como química ambiental, biotecnologia, energias alternativas [31].

O reator IEA-R1 foi projetado pela empresa americana *Babcock & Wilcox Corporation* inicialmente com apenas um circuito primário e um secundário, ou seja, com uma bomba de circulação principal, um trocador de calor, uma bomba de circulação do secundário e uma torre de resfriamento. Em 1974, para fornecer maior versatilidade e disponibilidade de operação, foram adicionadas redundâncias a ambos os circuitos, com a duplicação dos equipamentos citados, adaptação das tubulações e adição dos volantes de inércia para ambas as bombas de circulação principal. A piscina inicialmente possuía revestimento de azulejos, até o mesmo ser trocado em 1977 por um revestimento de chapas de aço inoxidável soldadas [32].

Entre 1995 e 1997, para aumentar a potência de operação do reator de 2MW para 5MW foram necessários novos cálculos neutrônicos e a adição de um Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) para o caso de um acidente de perda de refrigerante (LOCA), e também foram adicionadas novas válvulas ao circuito primário, na entrada e saída da piscina [32]. Após os anos 2000, os equipamentos mais antigos foram sendo substituídos por apresentarem falhas, redução de funcionalidade ou para aumento da

confiabilidade do sistema, tais como novos trocadores de calor e novos conjuntos de motores e bombas contendo inversores de frequência, que permitem a regulação de rotação das mesmas para controlar a vazão [33].

## **2.1 – Características do Local do IEA-R1**

O reator de pesquisa IEA-R1 encontra-se localizado no IPEN, dentro da Cidade Universitária (Universidade de São Paulo), na área urbana da Região Metropolitana de São Paulo, que possui elevações suavizadas entre 715 e 900 metros, clima subtropical quente e úmido, caracterizado por variações sazonais nas quais durante os meses de primavera e verão ocorrem as maiores precipitações pluviométricas, com total médio anual de precipitação de aproximadamente 1300mm. Não há registro histórico de fenômenos severos como terremotos, tornados e furacões. Com relação às tempestades, apesar de intensas, não causam enchentes pelo fato do reator encontrar-se em cota elevada a aproximadamente 40m em relação ao escoadouro mais próximo (rio Pinheiros), no que diz respeito às descargas elétricas atmosféricas o próprio prédio e para-raios instalados nas proximidades protegem o reator [34].

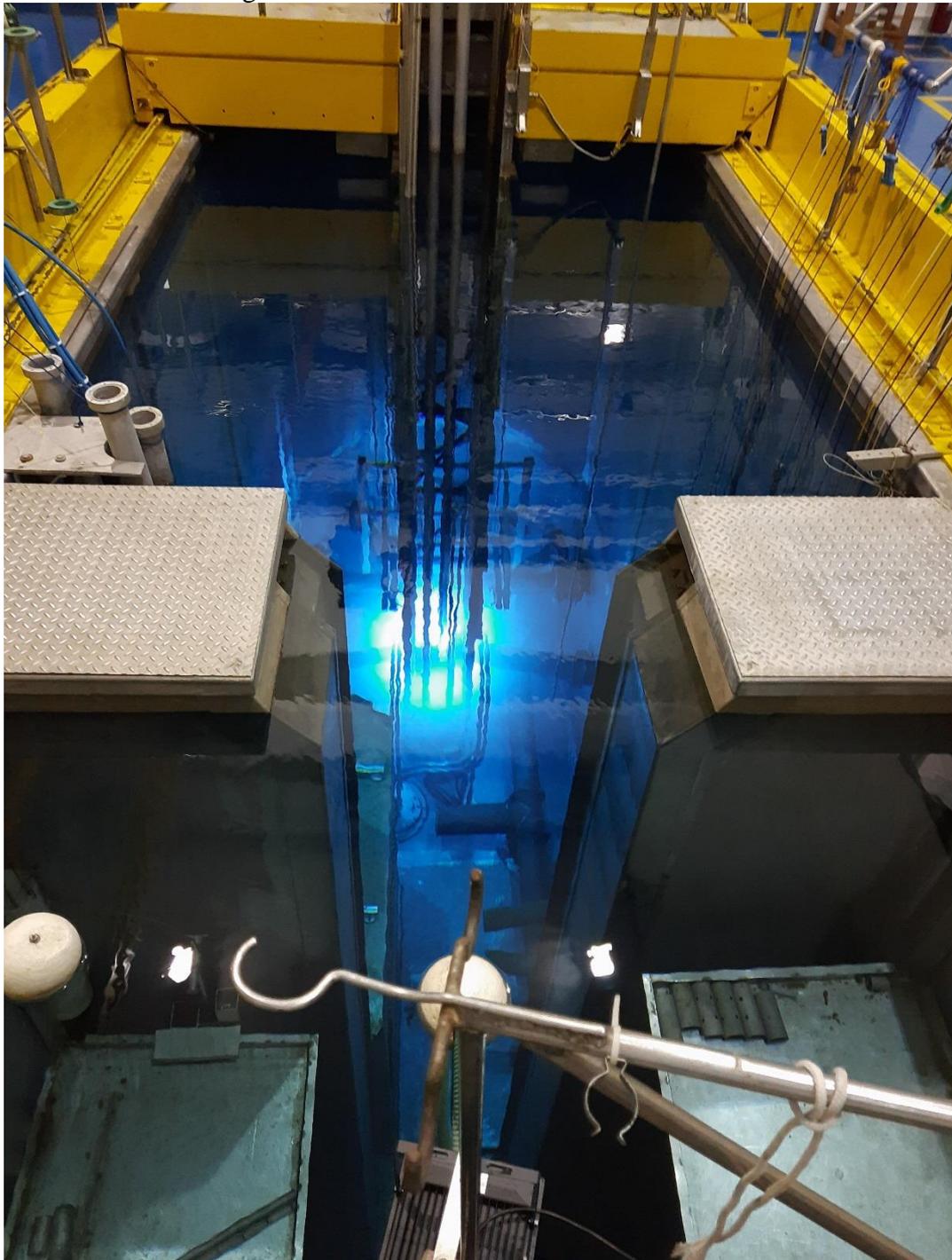
## **2.2 – O Reator IEA-R1**

O reator foi construído com a finalidade de produção de radioisótopos para diversas aplicações (medicina, indústrias e pesquisas), prover uma fonte de nêutrons para experimentos de diversas áreas da física nuclear, química, biologia e engenharia, treinamento do corpo científico do IPEN nos campos relacionados a reatores, como segurança, instrumentação, física de reatores e projetos, treinamento de operadores de reator e, por fim, análise radioquímica de amostras [32].

O reator é do tipo piscina, sendo que a água atua como fluido refrigerante, moderador e blindagem radiológica. A piscina foi projetada com duas áreas distintas separadas por uma comporta, que normalmente é mantida aberta, com uma área reservada para a estocagem de elementos combustíveis já utilizados e a área principal de operação que permite a alocação do núcleo em duas posições diferentes, A e B. A posição B é utilizada para operações a baixa potência (máximo de 200kW) com resfriamento por circulação natural, sem o bombeamento de fluido refrigerante. A posição A é onde o

reator pode operar em plena potência de até 5MW com resfriamento por circulação forçada proporcionada por uma das duas bombas do circuito primário (Figura 1).

Figura 1 – Piscina e núcleo do reator IEA-R1.



Fonte: Autor.

Há uma terceira posição C para a alocação do núcleo do reator para eventuais necessidades de manutenções da área de operação da piscina, conforme é apresentado na Figura 2. O desenho da piscina é circular ao redor do reator de tal forma a envolver o núcleo lateralmente com aproximadamente dois metros de água, seguido do revestimento

de aço inox e paredes de concreto com barita que podem ter até 2,4 metros de espessura para prover a proteção radiológica necessária [32].

Figura 2 – Vista superior representativa da piscina do reator IEA-R1.



Fonte: Adaptado da referência [35].

### 2.3 - O Núcleo do Reator

O núcleo é sustentado por uma estrutura do tipo treliça de alumínio e atrelado a uma ponte rolante na borda da piscina usada para movimentar o reator dentro da mesma. A base do reator é uma placa matriz retangular de 800mm por 640mm e espessura de 127mm aproximadamente, contendo 80 furos principais (arranjo 10x8) de 63,325mm onde os diversos tipos de elementos ou *plugs* de fechamento são alocados [36]. No interstício de cada 4 furos principais há um furo secundário com diâmetro de 22,225mm,

totalizando 63 furos (arranjo 7x9), que permite a passagem de fluido refrigerante entre os elementos do reator [35].

A Figura 3 apresenta a configuração 264, onde se observam os elementos do núcleo do reator. O núcleo é composto por 20 elementos combustíveis padrão, 4 elementos combustíveis de controle, sendo um elemento para controle da reatividade e os outros três de segurança, e um elemento irradiador de berílio no centro do núcleo.

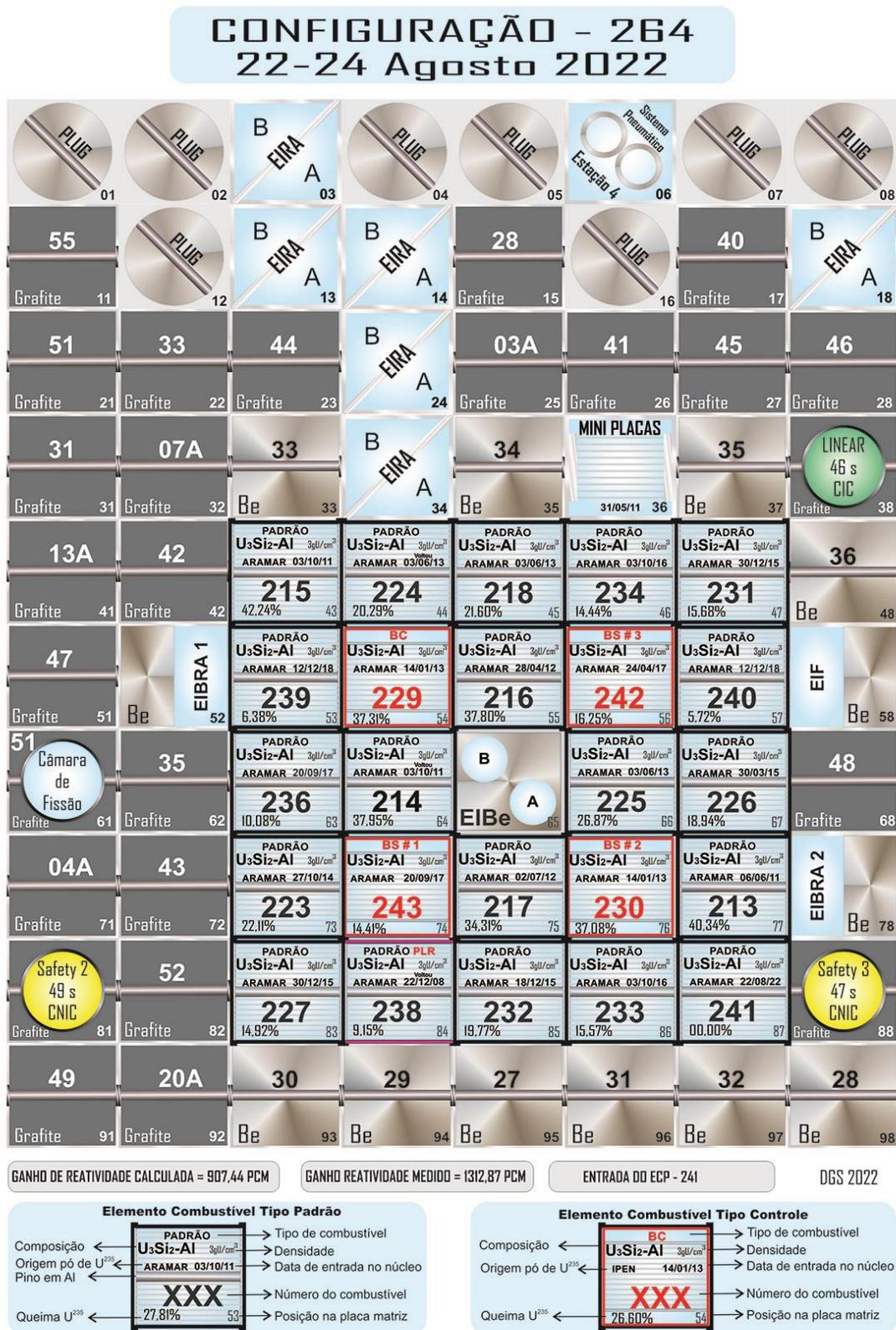
Os elementos combustíveis padrão (Figura 4) são constituídos por 18 placas planas paralelas encravadas em duas placas de suporte laterais (formando um tipo de estojo), que por sua vez são montadas em um bocal que é encaixado na placa matriz.

As placas combustíveis da configuração 264 são formadas por um composto intermetálico de  $U_3Si_2$  disperso em alumínio com um revestimento laminado de alumínio, com comprimento ativo de 600mm. O elemento combustível de controle (Figura 5) é bastante similar ao padrão, porém, contém 12 placas combustíveis iguais às do elemento padrão localizadas na região central do estojo, enquanto que nas duas extremidades existem placas guia para duas lâminas absorvedoras de nêutrons, formadas por uma liga de Prata-Índio- Cádmiio [36].

O IPEN produz o combustível das placas ( $U_3Si_2$ ) enriquecido com  $^{235}U$  a 19,75%, em substituição ao combustível anterior de pó cerâmico de  $U_3O_8$ . O atual combustível é composto por 92,3% em peso de urânio e o restante de 7,7% de silício, produzido a partir de urânio metálico e silício puro em forno de indução que causa a fusão de ambos, seguido de homogeneização a 1800°C [37]. A Tabela 3 resume as principais características relacionadas ao elemento combustível.

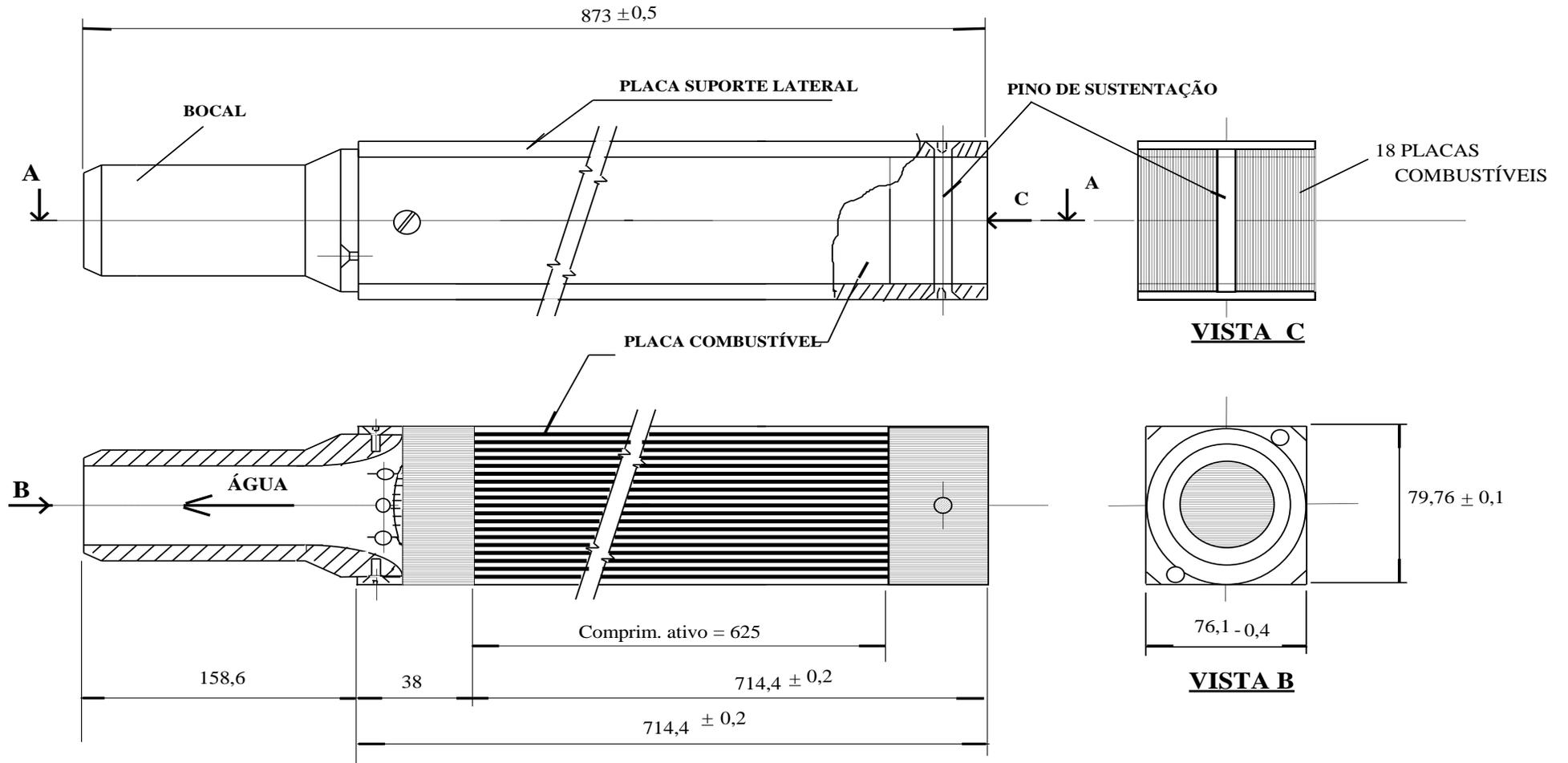
Também é possível observar na Figura 3, que as demais posições ao redor do núcleo são ocupadas por elementos refletores de berílio e grafite, necessários para manter a criticalidade do reator. Também há outros elementos específicos relacionados à instrumentação e pesquisas diversas, dentre esses os Elementos de Irradiação Refrigerados a Água (EIRA) e Elementos de Irradiação de Berílio Refrigerados a Água (EIBRA) têm especial importância para este trabalho por permitirem a passagem de fluido refrigerante [36].

Figura 3 - Configuração 264 do IEA-R1.



Fonte: Centro do Reator Nuclear de Pesquisa do IPEN, 2022.

Figura 4 - Elemento combustível padrão do IEA-R1.

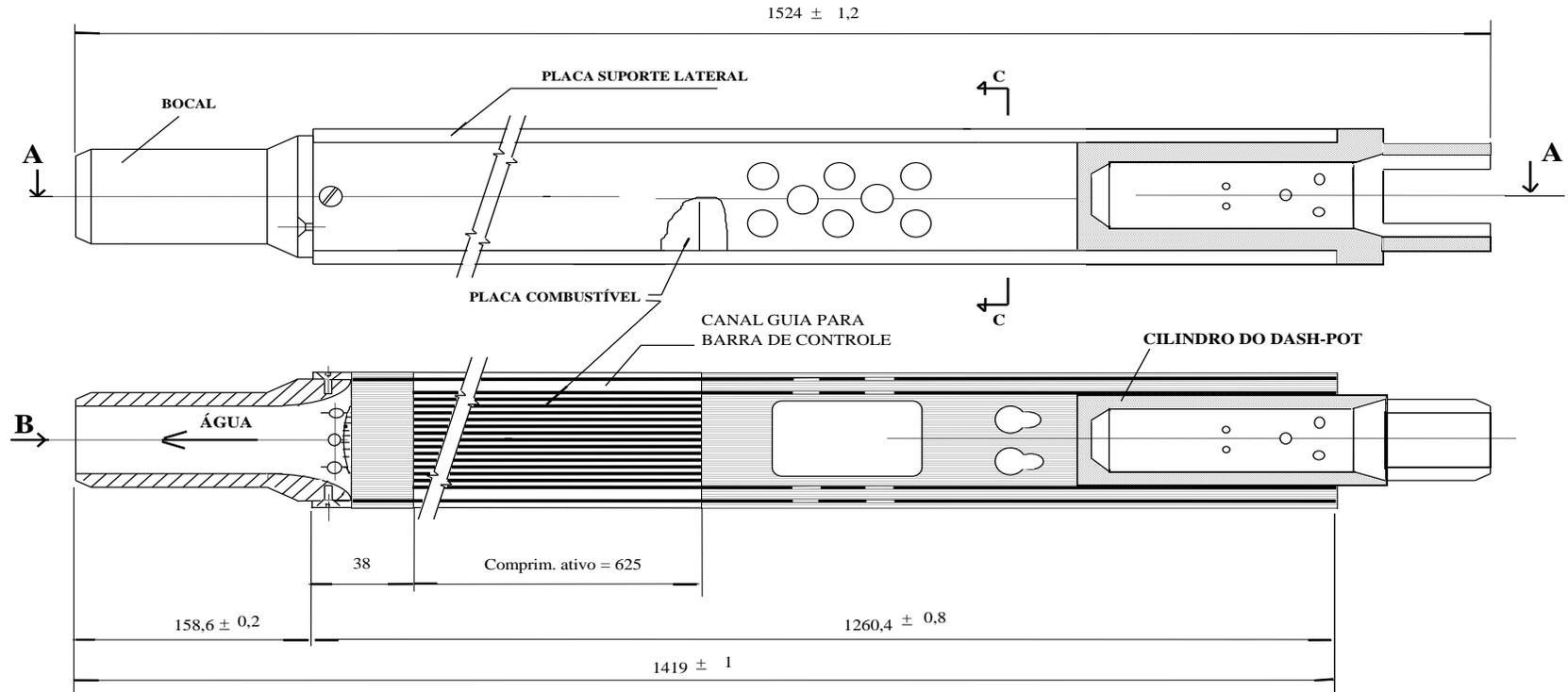


**CORTE A - A**

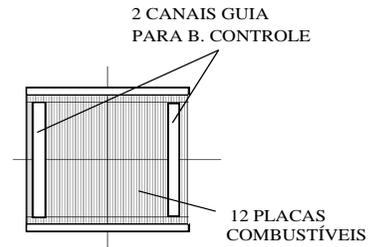
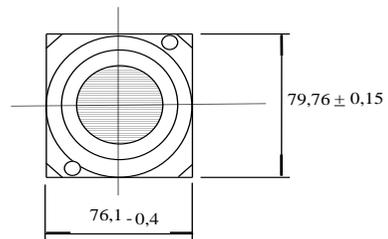
Fonte: Referência [36].

OBS: COTAS EM MILÍMETROS

Figura 5 - Elemento combustível de controle do IEA-R1.



**CORTE A - A**



OBS: COTAS EM MILÍMETROS

Fonte: Referência [36].

Tabela 3 - Principais informações do combustível nuclear do IEA-R1.

<b>TIPO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR</b>	
Composição química	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub>
<b>MATERIAL COMBUSTÍVEL</b>	
País de origem	Brasil
Forma do combustível	Dispersão em Al
Teor de urânio (gU/cm <sup>3</sup> )	3
Fração em massa de urânio (%)	59,61 ± 0,02
Enriquecimento (%)	19,75 ± 0,22
<b>PLACA COMBUSTÍVEL</b>	
Massa de urânio (g)	78,71 ± 0,28
Massa de <sup>235</sup> U (g)	15,54 ± 0,18
Largura ativa (mm)	60,35
Comprimento ativo (mm)	590 ± <sub>0</sub> <sup>20</sup>
Material do revestimento	ASTM 1060
Espessura do revestimento (mm)	0,38
Espessura do cerne (mm)	0,76
<b>ELEMENTO COMBUSTÍVEL</b>	
Número de placas combustíveis	18
Massa total de urânio (g)	1416,78 ± 5,04
Massa total de <sup>235</sup> U (g)	279,72 ± 3,24
Distância entre placas (mm)	2,89
Largura canal refrigeração (mm)	66,9
Diâmetro Hidráulico do canal de resfriamento (mm)	5,54
Material da placa suporte	ASTM 6262 T6
Material do bocal	ASTM 6262 T6
Folga Média entre Elementos (mm)	1
Massa de um Elemento (kg)	5,9

Fonte: Adaptado da referência [36].

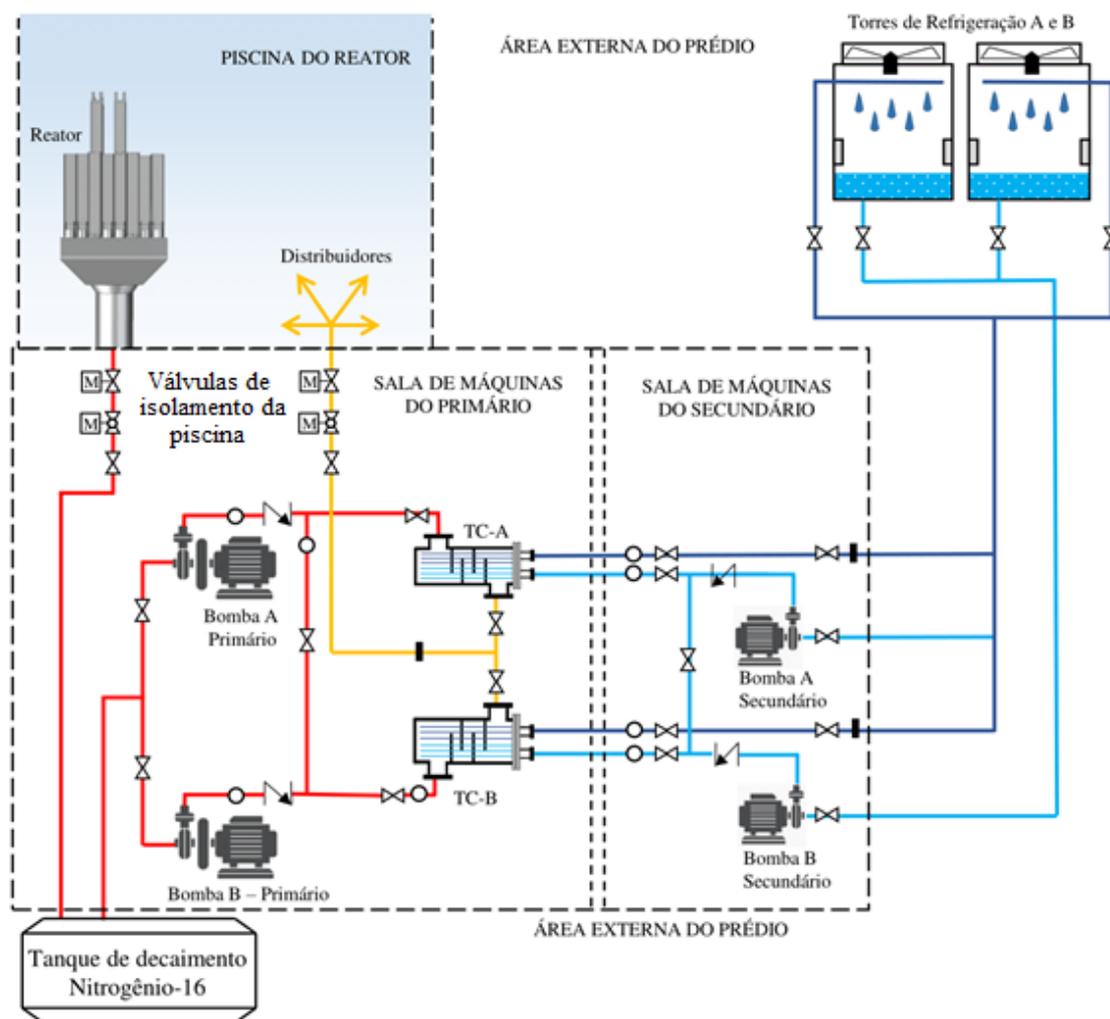
O núcleo é projetado para ter coeficientes de reatividade negativos, o que assegura sua operação estável e limita transientes de potência em casos de excursões e o seu desligamento pode ser realizado por meio da desenergização do mecanismo de acionamento das barras de controle e segurança. A estrutura de sustentação dessas barras é a mesma do núcleo do reator, composta por uma treliça e uma placa matriz, ambas construídas em alumínio estrutural [38].

## 2.4 - O Circuito Primário

Abaixo da placa matriz está acoplada uma peça tronco piramidal de alumínio chamada cone de redução, cujo objetivo é promover o afinamento do fluido refrigerante de uma geometria retangular para uma tubular. O cone fica acoplado na válvula de circulação natural durante a operação do reator. A válvula permanece fechada devido à diferença de pressão, ou seja, a pressão é mais alta na parte inferior da piscina, nos arredores externos à válvula, do que no interior da mesma devido à queda de pressão que ocorre no núcleo com a passagem do fluido, fazendo com que essa diferença de pressão seja capaz de sustentar o peso aparente da válvula mantendo-a acoplada ao cone. Esse mecanismo permite que, em casos de perda de vazão por queda de energia elétrica, ruptura de tubulação, fechamento indevido de válvula ou outro tipo de evento impeditivo do recalque adequado da bomba, ocorra a abertura (queda) da válvula por gravidade, dado que a diferença de pressão não mais existirá para sustentá-la. Então, a abertura desta válvula permitirá a inversão no sentido de escoamento para que o resfriamento do núcleo do reator ocorra por circulação natural de água da piscina [36].

Da válvula de circulação natural segue-se o início da tubulação do primário na parte inferior da piscina até a sala de máquinas que abriga os demais componentes do circuito primário: tubulações, válvulas, o tanque de decaimento de nitrogênio ( $^{16}\text{N}$ ), duas bombas principais de recalque (A e B) e dois trocadores de calor (A e B), conforme é apresentado na Figura 6. Inicialmente, há três válvulas de segurança em série para o isolamento da piscina, sendo duas motorizadas e uma manual, que durante a operação do reator permanecem abertas. Essas válvulas são normalmente utilizadas (fechadas) para manutenção dos equipamentos do primário ou em caso de emergência em acidentes que possam provocar esvaziamento da piscina, ou seja, atuando como um sistema de defesa em profundidade.

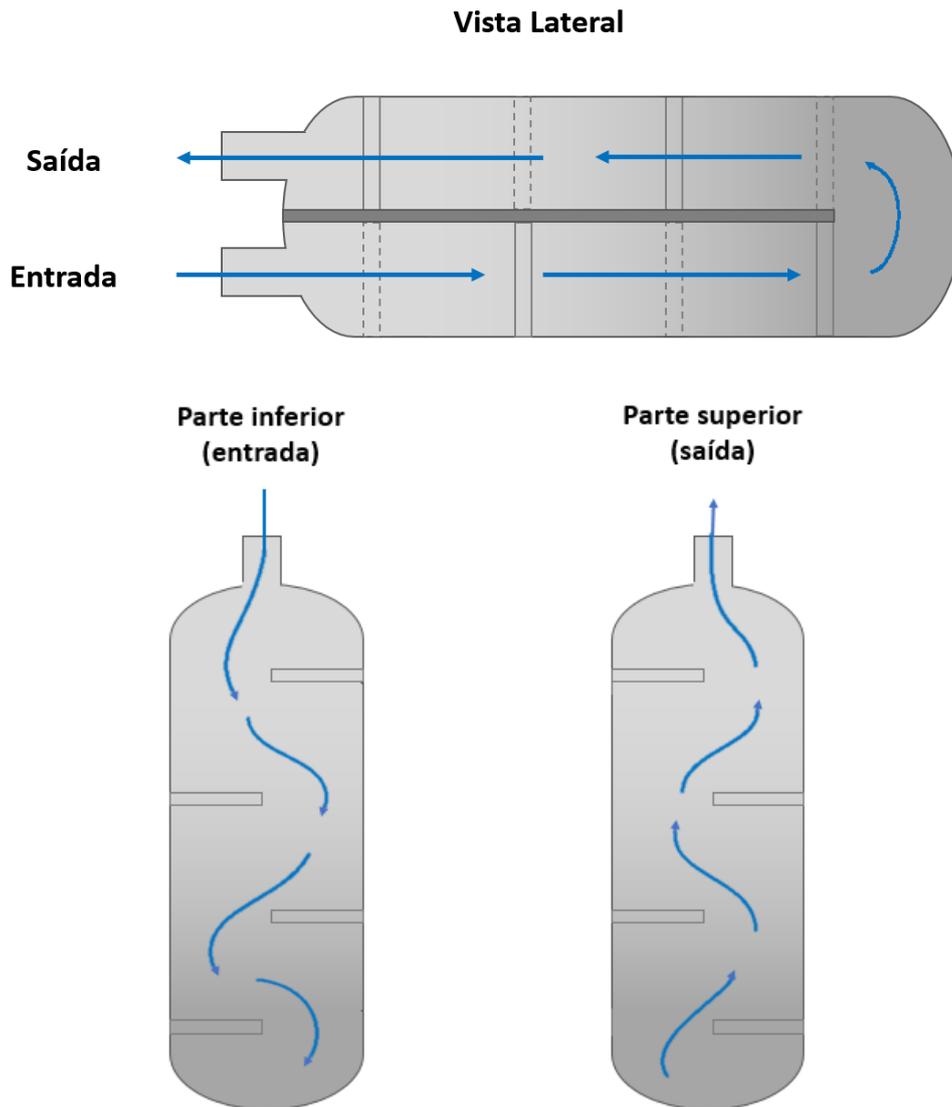
Figura 6 - Circuito primário e secundário do IEA-R1.



Fonte: Referência [39].

Em seguida a tubulação leva ao tanque de decaimento (Figura 7), um equipamento cilíndrico com aproximadamente 2440mm de diâmetro e 6250mm de comprimento, feito de aço inoxidável, localizado em um abrigo de concreto. O objetivo do tanque de decaimento é reduzir a velocidade do fluido refrigerante, promovendo um aumento no tempo de trânsito do mesmo, de tal forma a permitir o decaimento de  $^{16}\text{N}$ , cuja meia-vida é de cerca de 7,2 segundos, para diminuir a taxa de dose no ambiente e aos operadores, para preservar os demais equipamentos do circuito, em especial, as bombas e os trocadores de calor. A diminuição da velocidade ocorre por meio de defletores (ou chicanas) que o fluido deve percorrer de modo a ondular ao longo de sua trajetória, evitando atalhos e caminhos preferenciais, fazendo com que o seu tempo de permanência para um regime padrão de operação (vazão em torno de  $770\text{m}^3/\text{h}$ ) seja de aproximadamente 127 segundos, permitindo o decaimento em quase 18 meias-vidas [35].

Figura 7 - Representação do escoamento do fluido ao longo do Tanque de Decaimento.



Fonte: Autor.

Após o tanque de decaimento a tubulação se divide em dois ramais até as duas bombas de circulação principal, A e B. Ambas são do tipo centrífuga com eixo horizontal movidas por motor elétrico (ambos com 100CV), sendo que uma delas está equipada com inversor de frequência, o que permite operações em amplas faixas de rotação e vazão (aguardando comissionamento da CNEN). As duas bombas estão acopladas a um volante de inércia que mantém a rotação da bomba em níveis elevados por maior tempo em caso de perda da força motriz do motor elétrico (falha do motor ou perda de energia elétrica) fazendo com que a vazão de refrigerante se reduza com atenuação, permitindo o resfriamento dos elementos combustíveis após o desligamento do reator. Em regime normal de operação, apenas uma das bombas (A ou B) é acionada com rotação constante

para prover a vazão de 770m<sup>3</sup>/h juntamente com apenas um trocador de calor (A ou B), de tal forma que um segundo circuito permanece na reserva, sendo possível a realização de manutenções sem a necessidade de parada do reator [35].

A tubulação a montante das bombas e suas válvulas foram projetados para permitir a operação com todas as configurações possíveis: bomba A e trocador de calor A, bomba A e trocador de calor B, bomba B e trocador de calor A e bomba B e trocador de calor B, conforme apresentado na Figura 6.

Os trocadores de calor são do tipo casco e tubo, onde que o fluido primário (quente) passa através do casco e o fluido do secundário (frio) proveniente da torre de resfriamento (A ou B) passa pelos feixes de tubos dentro do casco. O trocador de calor A é do tipo contracorrente, enquanto o trocador de calor B possui feixes de tubos que iniciam a troca de calor em contracorrente e depois retornam em corrente paralela ao longo do casco [35].

O circuito secundário também é redundante, de forma análoga ao primário, contendo duas bombas (A e B do secundário) sem volante de inércia, duas torres de resfriamento (A e B) e os tubos internos dos trocadores de calor A e B. Durante o regime de operação do reator apenas uma bomba e uma torre de resfriamento são utilizadas e o projeto de tubulações e válvulas do secundário segue a mesma lógica do primário, de tal forma a permitir o uso de qualquer configuração, ou seja, qualquer uma das torres de refrigeração, qualquer uma das bombas e qualquer dos trocadores, conforme apresentado na Figura 6 [35].

A montante de cada um dos trocadores de calor há uma válvula e a tubulação retorna à piscina, com três válvulas de segurança em série similares à do início do circuito e com os mesmos objetivos. A tubulação retorna à piscina através de um difusor em formato de “T”, feito de tubo de aço inoxidável com 988 furos de 25,4mm, cuja função é distribuir o fluido à piscina de maneira homogênea, minimizando turbulências na mesma.

## **2.5 – Sistemas Auxiliares**

O IEA-R1 possui uma série de sistemas auxiliares que garantem sua operacionalidade. A seguir, os sistemas auxiliares mais importantes e pertinentes a este trabalho serão brevemente descritos.

### **2.5.1 – Sistema de Resfriamento de Emergência**

Para a operação do reator com potência de até 2MW o resfriamento do núcleo, após desligamento do reator, pelo ar ambiente é suficiente para manter a integridade dos revestimentos dos elementos combustíveis em caso do evento de esvaziamento da piscina com descobrimento do núcleo [40]. No entanto, para a potência de 5MW faz-se necessário um resfriamento adicional caso ocorra o mesmo evento. Por esse motivo, o Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) foi projetado e implementado ao IEA-R1, sendo composto por dois reservatórios independentes e redundantes, localizados aproximadamente 11,6m acima da superfície da piscina, com suas respectivas tubulações de 38,1mm de diâmetro, que enviam água por gravidade para resfriar o núcleo do reator por meio de um sistema de aspersão (*spray*) [41]. Essa configuração é semelhante à do reator FRG-2 na Alemanha e permite que apenas um dos circuitos de refrigeração com seu respectivo reservatório seja suficiente para garantir a integridade do elemento combustível.

Uma série de experimentos foram conduzidos (referências [42], [43], [44] e [45]) para estabelecer a vazão mínima de 3,5m<sup>3</sup>/h durante os primeiros 30 minutos de acionamento e de 3m<sup>3</sup>/h após esse período, essas vazões já consideram excedentes compensatórios para perdas de distribuição, aspersão dos elementos de controle e efeitos de sombreamento do núcleo, sendo que o acionamento automático (abertura de válvulas) ocorre quando o nível na piscina se reduz abaixo de 4,5m da superfície. O distribuidor de vazão do núcleo é uma peça tubular de alumínio de 2” em formato de “U” que envolve a treliça de sustentação do núcleo e tem 7 bicos aspersores, e testes periódicos com ar comprimido são realizados para verificar entupimento dos bicos.

Os reservatórios são construídos em concreto armado com capacidade individual de 75m<sup>3</sup> de água e reservados exclusivamente para utilização pelo SRE e ambos são abastecidos com água potável proveniente da rede de abastecimento de água. O reator não poderá operar caso o nível de água em qualquer um dos reservatórios esteja abaixo de uma reserva mínima de 43 m<sup>3</sup>, que assegura o tempo aproximado de 14 horas de resfriamento com água necessário após o desligamento do reator.

### **2.5.2 – Sistema de Ventilação e Ar Condicionado**

O Sistema de Ventilação e Ar Condicionado do Prédio do Reator é separado em área quente e área fria (sob a ótica de proteção radiológica), sendo que nesta última as

instalações são convencionais com vistas a proporcionar conforto térmico. Com relação à área quente, em condições normais de operação um primeiro conjunto do sistema, contendo ventilador, registros e filtros, foi projetado para prover as temperaturas e umidades preestabelecidos e em pressão de aproximadamente -200 Pascal, assim como garantir que não ocorram liberações incontroladas de material radioativo. No caso de uma eventual detecção de contaminação do ar, um segundo conjunto (Sistema de Exaustão de Emergência) contendo maior número de filtros e equipamentos entra em operação [46].

O projeto do sistema considerou acidentes base em que não há aumento da pressão interna do prédio, além disso, como critério de projeto para o confinamento, estabeleceu-se uma taxa de vazamento de 4% do volume de ar da área quente por hora com os registros de ultra estanqueidade fechados e o Sistema de Exaustão de Emergência em funcionamento.

Os filtros do Sistema de Ventilação de Emergência são altamente eficientes, mantendo a dose externa dentro dos limites estabelecidos pela CNEN e são realizados testes periódicos para determinar a necessidade de substituição dos filtros do sistema, bem como a rotina de testes para avaliar periodicamente a taxa de vazamento para o confinamento [46].

### **2.5.3 – Sistema de Elétrico**

A estrutura elétrica do IEA-R1 abrange quatro sistemas principais. O maior e mais importante é Sistema de Energia Elétrica, responsável por fornecer energia elétrica para as cargas para operação do reator em diferentes situações, como partida, operação normal, desligamento, manutenção, troca de elementos combustíveis, incluindo os diversos sistemas de apoio e de segurança, o Acelerador *Van de Graaff* e experimentos de física nuclear. Os outros três sistemas são o Sistema de Iluminação, o Sistema de Aterramento e o Sistema de Proteção contra Descargas Atmosféricas [47].

O Sistema de Energia Elétrica é subdividido em três sistemas. O Sistema de Distribuição Elétrica Normal que alimenta cargas que podem tolerar interrupções prolongadas sem afetar a segurança do reator. O Sistema de Distribuição Elétrica Essencial que alimenta cargas indispensáveis para a segurança do reator e é apoiado por grupos diesel geradores em caso de falha na alimentação da concessionária. O Sistema de Distribuição Elétrica Vital que fornece energia ininterrupta para cargas críticas do reator, utilizando conjuntos "*no-breaks*" que garantem o suprimento de energia por um período

de tempo pré-determinado, até o acionamento do Sistema de Distribuição Elétrica Essencial. O desligamento seguro do reator IEA-R1 não requer o funcionamento do Sistema Elétrico, pois as barras de segurança e controle caem por gravidade em caso de falta de energia, garantindo o desligamento [47].

#### **2.5.4 – Sistema de Retratamento de Água do IEA-R1**

O sistema de retratamento de água do IEA-R1 é projetado para manter a qualidade da água da piscina do reator que pode ser contaminada por partículas de poeira provenientes da superfície livre da piscina, elementos radioativos como  $^{24}\text{Na}$  e  $^{27}\text{Mg}$  formados por reações nucleares no alumínio estrutural dos elementos combustíveis ( $^{27}\text{Al}$ ,  $^{24}\text{Na}$  e  $^{27}\text{Mg}$ ), contaminações acidentais resultantes da ruptura de cápsulas contendo materiais irradiados e contaminações por produtos de fissão devido a falhas ou contaminação nas placas dos elementos combustíveis, conforme detalhado nas referências [48], [49] e [50].

#### **2.6 – Análise de Segurança do IEA-R1**

Os eventos iniciadores postulados para cenários de acidente no reator nuclear IEA-R1m são baseados no *Safety Series* 35-G1 [51], contendo as etapas de identificação preliminar de eventos iniciadores, eliminação dos eventos inadequados, a categorização dos eventos e a identificação dos eventos limitantes, e são analisados detalhadamente quanto às consequências de acidentes na referência [52]. A lista preliminar de eventos iniciadores foi obtida a partir de uma lista genérica para reatores de pesquisa, eliminando eventos inconsistentes, não críveis, muito raros e eventos resultantes da combinação de eventos independentes de baixa frequência. Tais eventos incluem: perda de alimentação elétrica, inserção de excesso de reatividade, perda de vazão no núcleo, perda de refrigerante primário, manobra errada ou falha de equipamento, eventos internos especiais, eventos externos e falhas humanas.

##### **2.6.1 – Perda de Alimentação Elétrica**

A perda de alimentação elétrica proveniente da concessionária (Sistema de Distribuição Elétrica Normal) é relativamente comum, especialmente nos meses de verão com tempestades intensas. Quando a perda ocorre, entra em funcionamento em

aproximadamente 10 segundos o grupo diesel-gerador pertencente ao Sistema de Distribuição Elétrica Vital, que deve suprir energia para a sala de controle do reator e à bomba de circulação do primário. Em seguida deve entrar o grupo diesel-gerador do Sistema de Distribuição Elétrica Essencial para alimentar as demais cargas do prédio do IEA-R1. Sem a ocorrência de problemas dos Sistemas Essencial e Vital o reator continua a operar normalmente, no caso de não funcionamento do Sistema Essencial o reator poderá ser desligado por decisão do supervisor de operação ou após algum tempo por aquecimento da piscina devido à perda do secundário [52].

No caso de perda do Sistema de Distribuição Elétrica Vital inicia-se o evento de perda lenta de vazão, no qual a bomba continua o recalque com rotação decrescente devido ao volante de inércia e o reator é desligado com a queda das barras de controle após a redução da vazão (abaixo de 90%), seguido da abertura da válvula de circulação natural que permite o resfriamento do núcleo de forma passiva.

### **2.6.2 – Excesso de Reatividade**

Não há mecanismos que possam introduzir grande excesso de reatividade no IEA-R1 em curto período de tempo de tempo, não havendo assim a possibilidade de ocorrência de fusão do combustível [53].

Existe uma série de situações em que pode haver aumento de reatividade com menor intensidade, como durante um manuseio de elemento combustível (substituição), acidente de partida devido a subida de 4 barras de controle simultaneamente, falha no elemento de controle ou seu sistema de acionamento, posição desbalanceada de elementos, queda de um elemento combustível no reator em operação, entre outros casos, todos com baixíssima probabilidade de ocorrência ou cujos danos são intrinsicamente contidos pelos diversos sistemas do IEA-R1 [52].

### **2.6.3 – Perda de Vazão**

Quanto a eventos relacionados a perda de vazão, além da perda de alimentação elétrica, também há outras circunstâncias similares que podem levar à perda lenta de vazão como falha do motor, disjuntor, ou algum outro componente eletrônico que cause a perda de alimentação, levando à mesma sequência de eventos.

Outro incidente mais grave é o travamento do eixo do conjunto motor, bomba e volante de inércia, que desencadeia uma série de eventos com redução abrupta de vazão, seguida do desligamento do reator e abertura da válvula de circulação natural. O evento de travamento é mais grave pelo fato de reduzir o tempo de circulação forçada e, conseqüentemente, o tempo de decaimento de potência do núcleo, porém, o evento possui probabilidade menor devido ao Sistema de Monitoração de Vibração instalado nas bombas do primário [54]. Um terceiro incidente que causa seqüência de eventos similar à perda lenta de vazão é o fechamento inadvertido de uma das 6 válvulas de isolamento da piscina por falha humana ou mecânica, cuja obstrução total leva de 30 a 60 segundos, portanto, permitindo a circulação forçada por um período de tempo superior ao caso do travamento de eixo.

O caso de maior gravidade de perda de vazão refere-se a um eventual bloqueio de um ou mais canais (entre placas combustíveis) causado por objetos que venham a cair sobre o reator, onde a redução de vazão dependerá do tipo e fração da obstrução, podendo chegar a um superaquecimento que cause ruptura do encamisamento. A redução de probabilidade deste tipo de ocorrência está relacionada principalmente a procedimentos operacionais, como inspeções visuais, não realização de manutenção nas proximidades do reator durante sua operação, manutenção da limpeza da água da piscina, entre outros. O desligamento do reator neste caso poderá ocorrer de três formas: a) manualmente pelo operador se o mesmo perceber a obstrução (visualmente); b) automaticamente se houver perda de pressão do núcleo, fato que ocorrerá apenas se a obstrução for grande, de vários canais; ou c) automaticamente por detectores de radiação, algo que acontece apenas após a ruptura do revestimento [52].

Os demais casos relacionados a perda de vazão recaem em situações iguais às já analisadas, são contornáveis, ocorrem em maior tempo de forma a permitir a atuação dos operadores para suprimi-los, ou são intrínsecos à operação, como fuga de pequenas parcelas de fluido refrigerante por entre frestas na placa matriz ou na válvula de circulação natural.

#### **2.6.4 – Perda de Refrigerante**

O evento de perda de refrigerante consiste na perda total ou parcial do refrigerante segundo alguns graus de intensidade: esvaziamento parcial da piscina sem descobrimento do núcleo, esvaziamento com descobrimento parcial do núcleo e esvaziamento com

descobrimto total do núcleo. A principal consequência da redução do nível da piscina é a perda de barreira radiológica proporcionada pela água e a possível perda de resfriamento do núcleo podendo causar a degradação das placas combustíveis.

A situação postulada mais crítica para ocorrência do esvaziamento da piscina é o rompimento total de tubulação do primário, que pode levar ao esvaziamento da piscina em cerca de 6 minutos [55]. A maior probabilidade de causa de rompimento seria o desprendimento do volante de inércia e seu impacto contra a tubulação, haja vista que outros fatores como terremoto ou outras causas externas são ainda mais remotos. O início do vazamento gera a seguinte cadeia de eventos: a) desligamento automático do reator com nível de água abaixo de 350mm, b) desligamento automático da bomba do primário e c) fechamento automático das válvulas motorizadas de isolamento com nível abaixo de 400mm, garantindo que o reator permaneça coberto e a retirada do calor de decaimento.

No caso de falha de acionamento das válvulas de isolamento motorizadas (4 delas) ainda existe a possibilidade de fechamento das válvulas manuais (2 delas) pelos operadores, manobra que deve ser realizada rapidamente devido ao rápido esvaziamento da piscina. Se o nível da piscina se reduz abaixo de 4500mm o Sistema de Resfriamento de Emergência é acionado e, por ação passiva, vai assegurar o resfriamento do núcleo do reator.

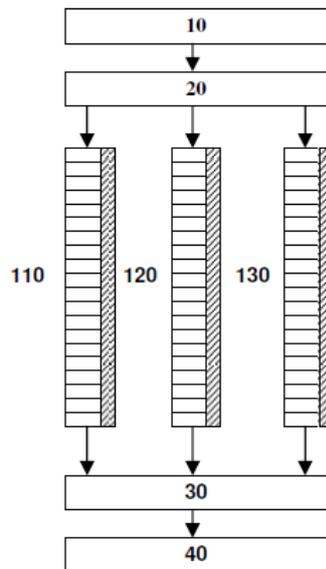
Existem outros incidentes que podem causar esvaziamento da piscina, como danos no revestimento de aço inoxidável e paredes de concreto de barita, vazamentos pelas tubulações do Sistema de Retratamento de água ou dos drenos, respiros e tomadas de instrumentos do circuito primário, ou uma eventual ruptura nos tubos de irradiação ou dos tubos pneumáticos de irradiação de amostras, porém, todos esses eventuais casos são considerados menos prejudiciais do que o rompimento total do primário por resultarem em esvaziamento mais lento ou permitirem ações de contenção.

A referência [52] ainda avalia uma série de outros eventuais acidentes relacionadas a manobras operacionais erradas, erros humanos diversos, falhas de equipamento, eventos internos considerados especiais como incêndios, alagamentos, perdas de sistemas de apoio, enfim, uma série de eventos que não serão tratados neste trabalho.

### 3 - NODALIZAÇÃO

Este trabalho teve início a partir de um modelo do reator elaborado por [25] contendo três canais representativos, conforme apresentado na Figura 8. Neste modelo simplificado, o componente 110 representa um canal médio do núcleo do reator onde são considerados praticamente todos os canais entre as placas combustíveis, o componente 120 representa um conjunto de canais entre os elementos combustíveis (também chamado de “canal externo”) e o componente 130 reproduz um único canal entre placas combustíveis, no qual é aplicado um fator de potência conservativo, que o torna mais quente do que a média. A vazão desse modelo inicial foi atribuída de forma independente em cada um dos componentes com base em dados experimentais. O objetivo da referência [25] foi muito específico: avaliar uma queda de vazão e potência do reator, assim como as temperaturas que seus principais componentes atingiram (fluido no canal e parede da placa combustível) e compará-las com os resultados de referência de [24].

Figura 8 – Modelo simplificado do reator IEA-R1.



Fonte: Referência [25].

O modelo proposto nesta dissertação manteve esses três componentes principais por apresentarem uma boa representação do núcleo (relativos à parcela do mesmo que gera potência). Porém, para alcançar o objetivo de elaboração de um modelo que possa representar todo sistema primário e parcialmente o secundário, foram adicionados uma série de outros componentes, de tal forma a possibilitar simulações sistêmicas, que levam em consideração desde as condições iniciais de temperatura da água da piscina, perdas de carga ao longo da tubulação, trocas de calor no circuito A ou B, retorno à piscina, entre

outros. Outra consideração importante é que este modelo utiliza dados e configurações mais atuais, tendo em vista as manutenções, adaptações e modificações do IEA-R1 nas últimas décadas.

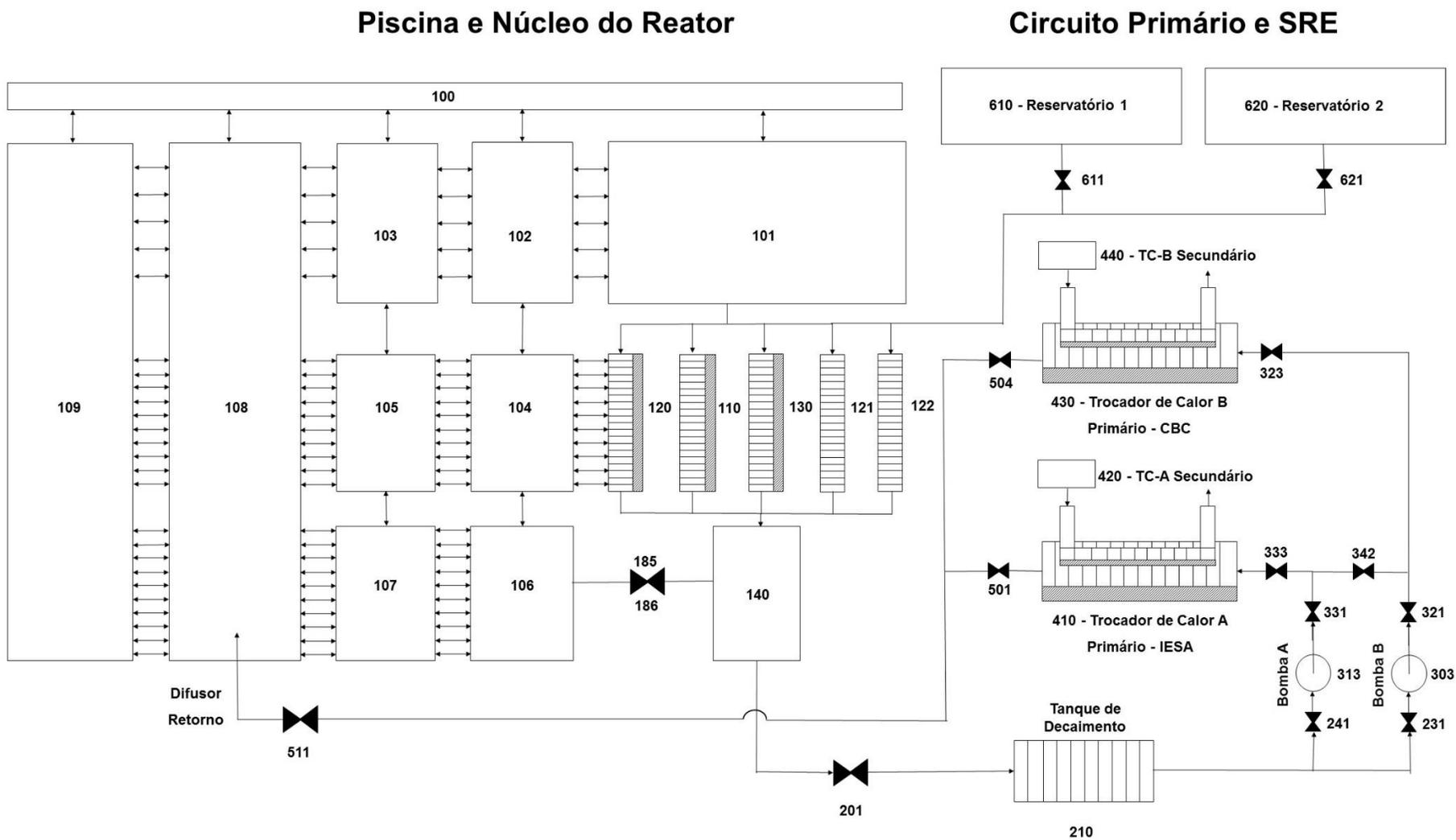
O modelo completo, sua estrutura e componentes principais são apresentados na Figura 9 com numeração e breve descrição na Tabela 4.

Tabela 4 - Principais componentes da nodalização.

<b>Numeração dos Componentes</b>	<b>Principais tipos da estrutura RELAP</b>	<b>Descrição</b>
De 100 a 185	PIPES, ANNULUS, BRANCHES, TMDPVOL, HEAT STRUCTURES e VALVE	Piscina, conexões entre as partes da piscina, conexão com o núcleo, válvula de circulação natural e início da tubulação do primário.
De 200 a 242	PIPES, VALVES e BRANCH	Tubulação de saída da piscina, válvulas, tanque de decaimento e divisão da tubulação até as bombas A e B.
De 300 a 344	TMDPJUN, PIPES, JUNCTIONS, VALVES e BRANCHES	Bombas A e B do circuito primário, tubulações e válvulas.
De 400 a 442	PIPES, JUNCTIONS, HEAT STRUCTURES, TMDPJUN e TMDPVOL	Trocadores de calor A e B (primário e secundário) e bombas do circuito secundário.
De 500 a 513	PIPES, VALVES e BRANCH	Saída dos trocadores de calor A e B, válvulas, junção da tubulação e retorno à piscina.
De 600 a 627	TMDPVOL, PIPES, VALVES e BRANCH	Reservatório de emergência, válvulas e tubulação até a piscina.

Fonte: Autor.

Figura 9 – Nodalização completa do Reator IEA-R1 e sistemas principais.



Fonte: Autor

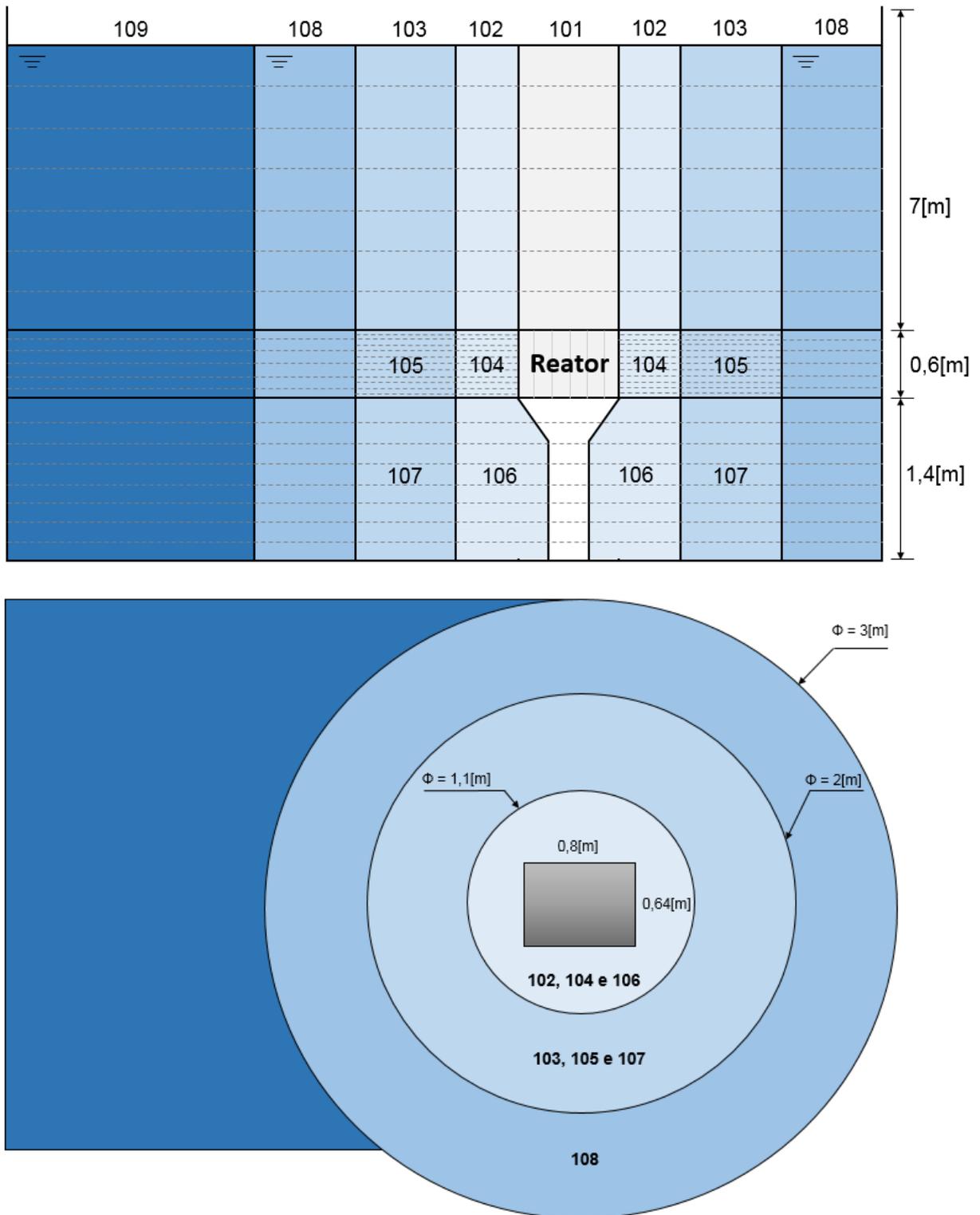
### 3.1 - Piscina

O modelo da piscina foi concebido de forma a contemplar os formatos aproximados da mesma levando em consideração as limitações do código RELAP (código unidimensional) no que diz respeito à representação fiel das dimensões. Desta forma, uma série de estruturas e objetos, como a comporta, os vários elementos combustíveis já utilizados que estão armazenados, diversos instrumentos, e estruturas de apoio não são representadas. Um segundo ponto considerado foi o uso de componentes menores e com mais volumes (maior divisão dos componentes) nas proximidades do reator, por serem regiões onde ocorrem fenômenos hidrodinâmicos de interesse. Um terceiro ponto, foi a atribuição correta da altura de coluna de água por afetar diretamente as pressões do fluido durante as simulações assim como o total de área da piscina para totalizar aproximadamente os  $270\text{m}^3$ , que é o volume total de água da piscina.

O modelo tem início com o componente 100 do tipo TMDPVOL com área de  $30\text{m}^2$  que representa o ar sobre a piscina, seguido do componente 170 do tipo BRANCH (conexão conjunta) com os componentes 101 (PIPE), 102, 103, 108 e 109 (ANNULUS) (Figura 10).

O componente 101 foi elaborado com 7 volumes de 1m de altura e possui seção retangular com área similar à do núcleo do reator, ou seja, 0,8m por 0,64m, desta forma, a maior parte do fluxo de fluido refrigerante que adentra no reator durante a operação é proveniente do sétimo volume deste componente. O componente 102 também possui 7 volumes de 1m de altura e representa um anel cilíndrico em torno do componente 101, com diâmetro externo de 1,1m resultando em área aproximada de  $0,438\text{m}^2$ . O componente 103 representa mais uma expansão anelar da piscina, ao redor do 102, com 7 volumes de 1m de altura cada e diâmetro de 2m, totalizando uma área  $2,191\text{m}^2$ . Estes três componentes foram modelados igualmente em sua altura para serem devidamente conectados em suas junções e para que a parte inferior tangencie o topo do núcleo do reator, e assim, prover a altura de coluna de água de projeto, de 6,9m considerando a altura do dreno da piscina (10cm abaixo da borda da piscina) e que aos volumes superiores destes componentes são atribuídos a condição inicial de cerca de 90% em volume de fluido.

Figura 10 - Representação do modelo da piscina – Vista em corte e planta.



Fonte: Autor.

Seguindo as mesmas considerações, o componente 108 (ANNULUS) representa o anel mais externo da piscina com 3m de diâmetro e 26 volumes, todos com mesma área de 3,927m<sup>2</sup>, sendo os 7 volumes superiores com 1m de altura, seguido de cinco

de 0,12m, e 14 volumes inferiores com 0,1m de altura, totalizando os 9m de altura da piscina. Neste componente há uma redução do número de volumes na região de altura do reator por estar mais afastado, não havendo mais a necessidade de refinamento como nos componentes 105 e 104.

De forma análoga, o componente 109 (PIPE) corresponde a todo restante da piscina mais afastada do reator, com área de 22,93m<sup>2</sup>, também com 26 volumes com as mesmas alturas do 108 de forma a permitir conexões laterais em suas junções com o mesmo.

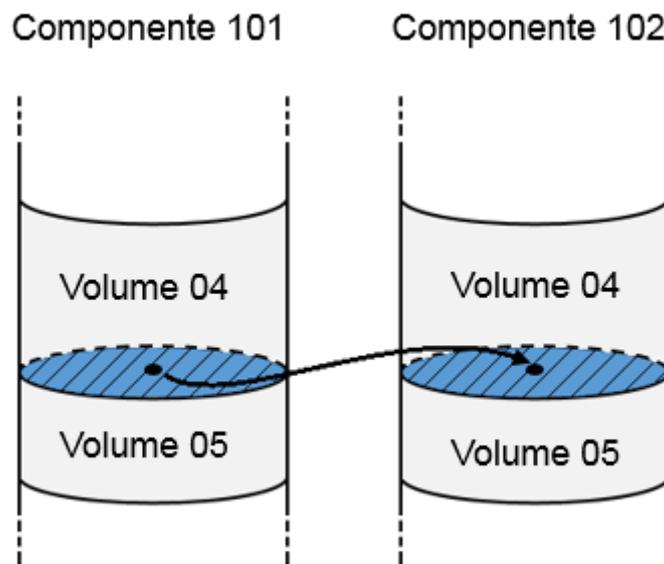
O componente 104 (ANNULUS) se localiza abaixo do componente 102, um volume anelar com diâmetro de 1,1m e 0,6m de altura ao redor do reator, elaborado com 20 volumes de apenas 3cm cada. O valor do diâmetro foi deliberadamente escolhido para ser ligeiramente maior do que a diagonal do reator, o motivo desse refinamento é o fato de que o componente 104 é conectado com restrição de área ao componente 120 (componente do reator que será posteriormente detalhado), de tal forma que durante a operação do reator ocorre a entrada lateral de água por essas junções, portanto, o refinamento nesta área permite uma avaliação mais detalhada no maior número de volumes e junções da região. O componente 105 (ANNULUS) é uma continuidade no sentido vertical do 103 com o mesmo diâmetro externo de 2m e altura 0,6m, e se posiciona ao redor do componente 104, também é dividido em 20 volumes de 3cm cada, de tal forma a permitir a conexão lateral com o mesmo.

O componente 106 (ANNULUS) está posicionado abaixo do 104 e representa a parte inferior da piscina mais próxima ao núcleo do reator, com diâmetro externo de 1,1m e altura total de 1,4m distribuídas em 14 volumes de 10cm. O 106 é o único componente da piscina cuja área se altera, aumentando à medida que o cone de redução, representado pelo componente 140, converge para a tubulação de saída do reator com 12 polegadas de diâmetro. Desta forma, a área do primeiro volume do 106 é igual à do 104, com 0,438m<sup>2</sup>, o segundo volume com 0,701m<sup>2</sup>, e o restante com área de 0,877m<sup>2</sup>. O 106 é conectado lateralmente ao 107 e conectado ao cone de redução (140) por meio dos componentes 185 e 186, que correspondem à válvula de convecção natural, normalmente fechada durante a operação, mas que se abre em caso de perda de vazão do circuito primário. O componente 107 (ANNULUS) é similar ao 105, porém mais ao fundo da piscina, com 2m de diâmetro e altura 1,4m, conectado lateralmente com o 106 e 108.

Uma vez elaborados os componentes da piscina, faz-se necessária a conexão entre eles, realizadas com os componentes SINGLEJUNCTIONS e MULTIPLEJUNCTIONS do RELAP, representadas pelas setas na Figura 9. As conexões verticais entre os componentes 102 e 104, 104 e 106, 103 e 105, 105 e 107 foram realizadas com junções simples sem restrições de área, conectando o último volume de um componente ao primeiro do outro.

Com relação às conexões laterais, foi necessário considerar a limitação unidimensional do código RELAP, de tal forma que tais conexões são calculadas com a utilização da área do componente e os volumes a serem conectados precisam estar na mesma altura. Inicialmente foram elaboradas conexões múltiplas entre todos os volumes, de tal forma a conectar um volume superior ao volume inferior adjacente (Figura 11). Conforme descrito anteriormente, todos os componentes foram elaborados com alturas iguais ao do componente lateral, à exceção do 105 e 108, sendo que nessa altura da piscina os volumes do 108 foram elaborados com altura 12cm, múltiplo da altura 3cm do componente 105.

Figura 11 - Exemplo de conexão lateral entre componentes.



Fonte: Autor.

Desta forma, na parte superior da piscina onde os volumes possuem 1m de altura, foram realizadas três junções múltiplas, com seis conexões cada, entre os componentes:

101 e 102, 102 e 103, 103 e 108. Na parte central da piscina, na altura do reator, foram elaboradas duas conexões múltiplas com 19 conexões, uma entre 104 e 105, outra entre o 104 e o componente 120 do reator. Já entre os componentes 108 e o 105 foi efetuada uma conexão múltipla ligando quatro junções dos volumes intermediários do 108 aos de altura equivalente no 105. A conexão da parte inferior da piscina foi elaborada analogamente à parte superior, ou seja, como os volumes de todos os componentes possuem mesma altura, foram feitas duas junções múltiplas de 13 conexões cada entre 106 e 107 e entre o 107 e o 108. Por fim, uma única junção múltipla com 25 conexões foi realizada entre o 108 e o 109, dado que ambos possuem mesma altura de volumes ao longo de todo comprimento.

Uma série de simulações foram realizadas para verificar se as conexões elaboradas estavam adequadas, e foi observado que as conexões totalmente livres (sem restrições) da forma que foram concebidas, tendo em vista que a piscina pode ser considerada um único corpo de água contínuo, não representava adequadamente o comportamento dos fluxos internos da piscina. Foram observados fluxos entre volumes muito altos, e variações de nível da piscina não condizente com a realidade. Isto ocorreu porque pequenas variações de pressão, como é o caso do recalque da bomba via reator e o retorno do fluxo primário na parte inferior da piscina, podem gerar forças de arrasto em volumes muito grandes de água sem resistência a interna (proveniente do próprio atrito viscoso da água) necessária para a estabilização da piscina.

Para contornar este problema, foi realizado um trabalho iterativo e com uso do método de hipóteses, de tal forma a inserir restrições entre os volumes e junções laterais da piscina, com o intuito de prover a estabilidade de nível da mesma, reduzir os fluxos excessivos mas sem impedir a circulação interna e, conseqüentemente, a troca de calor entre os volumes da piscina.

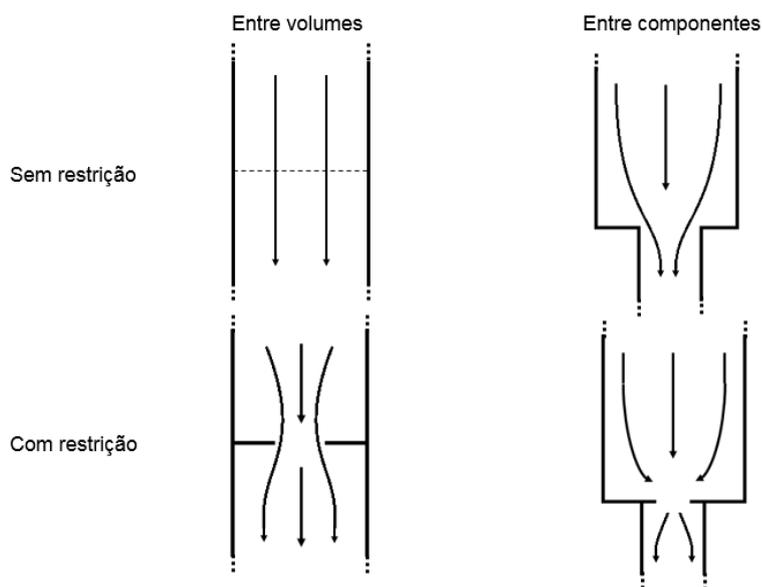
Desta forma, nas conexões múltiplas entre componentes foi atribuído restrição de área correspondente à metade da menor área dos volumes conectados, portanto, nas conexões entre 101 e 102, 102 e 103, 105 e 104, 107 e 106, foi atribuído restrição de área de  $0,219\text{m}^2$ . Já às conexões múltiplas entre 108 e seus adjacentes 103, 105 e 107 foi utilizada redução de  $1,05\text{m}^2$ , e entre o 108 e 109 foi usada a restrição de  $1,96\text{m}^2$ . A conexão múltipla lateral entre o componente 104 e 120 (entre canais do reator) foi elaborada com área de  $0,00048\text{m}^2$ , correspondente à altura de 3cm de um volume e 1mm

de fresta, sendo considerados 16 pontos de entrada de fluido no reator, 4 em cada lado do núcleo ativo do reator.

Adicionalmente, foram inseridas restrições entre as junções dos volumes de um mesmo componente, sendo que para os componentes 101 até 107 (exceto o 104) foi atribuído redução de metade da área, aos componentes 108 e 109 foi necessário utilizar restrição maior devido ao grande tamanho de seus volumes, portanto, sendo usado junção de volume com apenas 10% de sua área. O 104 foi o único componente sem restrição entre seus volumes para evitar possíveis efeitos impeditivos de entrada de fluido refrigerante para dentro do reator via frestas entre elementos combustíveis.

Desta forma, durante as simulações o código RELAP calcula uma série de perdas de carga localizadas que substitui o efeito viscoso da água da piscina, conforme apresenta a Figura 12. A necessidade deste subterfúgio advém do fato que o código RELAP é unidimensional (em detrimento de códigos tridimensionais que levam em consideração atrito entre volumes) e foi desenvolvido com foco para circuitos fechados de PWR, BWR e outros, onde não é usual a utilização de volumes de controle muito grandes e sem resistência como é o caso de uma piscina aberta, onde os componentes (101 a 109) são relativamente curtos (máximo 9m) com grande área e, conseqüentemente, com alto valor de diâmetro hidráulico. Este trabalho apresentará resultados demonstrando que as inserções das restrições cumpriram o objetivo de prover estabilidade à piscina sem prejudicar a homogeneização da temperatura da água.

Figura 12 - Restrição atribuída lateralmente e entre volumes.



Fonte: Autor.

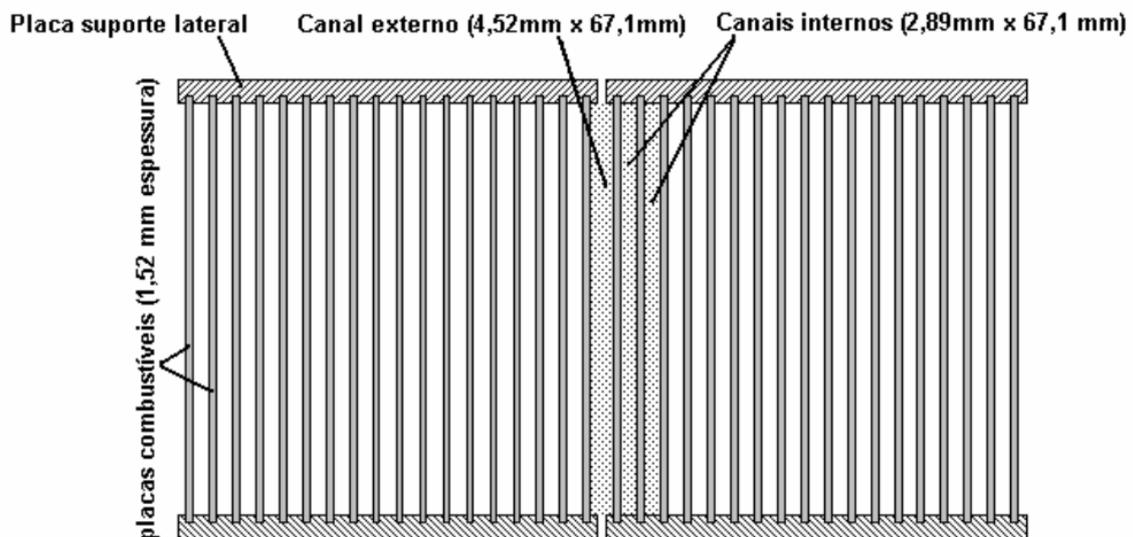
### 3.2 - Reator

A elaboração do modelo do reator é de fundamental importância porque determina diretamente as temperaturas resultantes das simulações, havendo dois aspectos principais: a potência dissipada nos volumes dos componentes e as vazões que passam através dos mesmos.

O modelo utilizou a configuração 264 (Figura 3), contendo 20 elementos combustíveis padrão com 18 placas combustíveis cada, e 4 elementos combustíveis de controle, com 12 placas combustíveis cada. Portanto, há um total de 384 canais internos (17 canais em 20 elementos padrão, e 11 canais em 4 elementos de controle).

O reator do modelo se inicia com a conexão superior (componente 190 tipo BRANCH) entre o componente 101 e cinco componentes representativos do núcleo: 110, 120, 121, 122 e 130, todos com altura total de 0,6m (20 volumes de 3cm cada), que por sua vez se conectam ao componente 140 na parte inferior do reator, representativo do cone de redução e início da tubulação do primário. O componente 110 é representativo de quase todos os canais entre as placas combustíveis do reator, um total de 383, portanto, representa um canal médio, enquanto o componente 130 é representativo de um único canal quente entre placas. O componente 120 representa as diversas áreas entre canais (ou canais externos, ver Figura 13) e possui a peculiaridade de ser aberto, ou seja, há conexão entre ele e a piscina (componente 104).

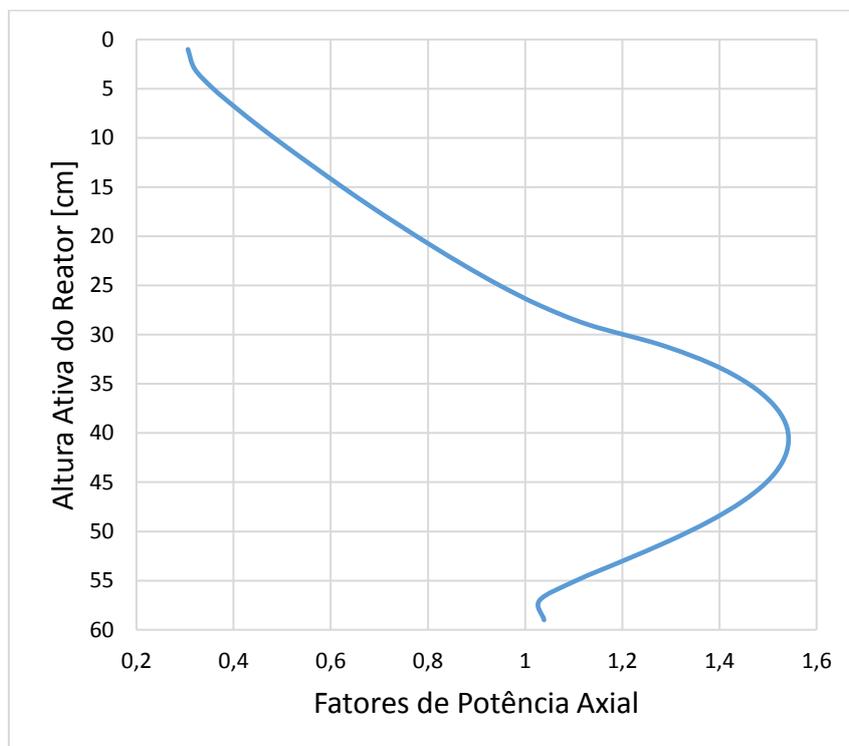
Figura 13 - Vista superior de dois elementos combustíveis.



Fonte: Referência [25].

Os componentes 110, 120 e 130 foram elaborados com distribuição de potência baseada nos fatores de potência axial apresentados no Gráfico 1. Trata-se de distribuição bastante comum em reatores que possuem barras de controle na parte superior, com maiores fatores de potência na parte inferior do reator.

Gráfico 1 - Potência Axial Normalizada.



Fonte: Autor com dados da referência [52] e [56].

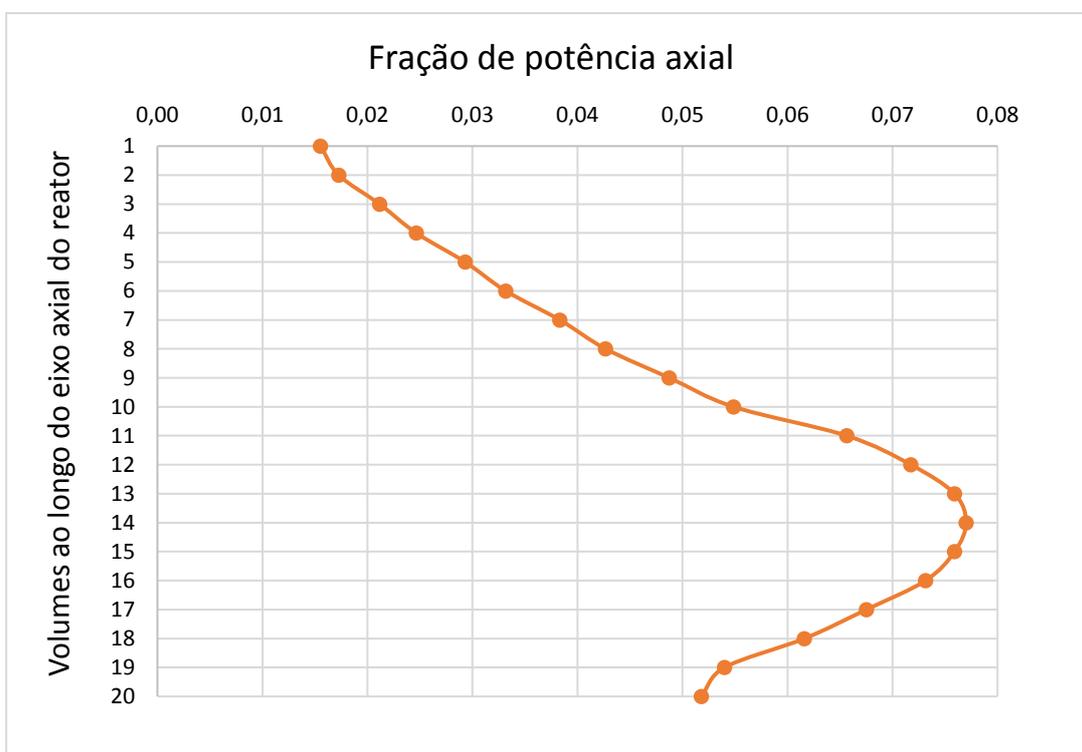
Os valores do Gráfico 1 foram adaptados para estrutura de calor ao longo dos 20 volumes de cada um dos componentes 110, 120 e 130 de acordo com o Gráfico 2, cujo somatório resulta em 1 para a inserção no modelo RELAP deste trabalho.

O modelo utiliza uma única variável de controle de potência total do reator, a qual é possível variar ao longo do tempo conforme requer cada uma das simulações. Portanto, a distribuição da potência total é aplicada aos três componentes (110, 120 e 130) geradores de calor. O componente 120 possui potência equivalente a 24 placas combustíveis, uma para cada um dos elementos combustíveis, sendo duas metades de cada um dos lados entre elementos. Os componentes 110 e 130 juntos representam 384 canais, porém, ao componente 130 foi atribuído o fator conservativo de 1,844, o maior entre os propostos pela referência [24], no qual são considerados fatores de incerteza para um canal quente, utilizando o método convencional (multiplicação direta dos fatores),

que abrange seguintes possíveis erros: medida de potência (5%), sobrepotência (10%), repartição de urânio (12%), teor de urânio (2%), espessura do cerne (10%), modelo neutrônico (10%), espessura do canal (10%) e vazão (5%), resultando na distribuição de frações de potência total entre os componentes 110, 120 e 130 apresentada na Tabela 5.

Este modelo não leva em consideração a variação de potência radial do reator, para esse tipo de avaliação seria necessário expandir o componente 110 em diversos outros componentes.

Gráfico 2 - Frações de potência normalizada ao longo do eixo axial aplicadas aos 20 volumes de cada um dos componentes 110, 120 e 130.



Fonte: Autor, adaptado de dados das referências [56] e [52].

Tabela 5 – Distribuição de potência nos componentes.

<b>Componente</b>	<b>110</b>	<b>120</b>	<b>130</b>
<b>Nº de placas equivalentes</b>	382,156	24	1,844
<b>Fração da potência total</b>	0,936657	0,058824	0,00452

Fonte: Autor.

Desta forma, a fração de potência aplicada a cada um dos 20 volumes dos componentes 110, 120 e 130 é dada pela fração da potência total da Tabela 5 multiplicada

pela fração de potência normalizada (cujo somatório é 1) do Gráfico 2. Gráfico 2A estrutura de calor dos componentes 110, 120 e 130 foram elaboradas levando-se em consideração seus diversos fatores geométricos e propriedade dos materiais. Foi atribuída condição de simetria à estrutura e inseridos os valores de espessura do combustível de 0,76mm e espessura do revestimento de 0,38mm, totalizando a espessura total da placa de 1,52mm. A área de troca térmica foi calculada utilizando-se a altura de 600mm e a largura de 62,6mm, resultando em área de 28,77m<sup>2</sup> para o componente 110 (383 canais), 1,80m<sup>2</sup> para o componente 120 (24 canais) e 0,07512m<sup>2</sup> para o componente 130 (apenas 1 canal)<sup>[1]</sup>.

O componente 110 possui área de escoamento total de 0,074271m<sup>2</sup>, resultante de 383 canais com distância entre placas de 2,89mm por largura 67,1mm. O componente 130 possui área de escoamento de apenas um único canal com a mesma medida, 2,89mm por 67,1mm. Para o componente 120, foram consideradas 24 áreas de 4,52mm por 67,1mm (uma por elemento, inclusive os de controle), totalizando a área de escoamento de 0,007279m<sup>2</sup>.

O componente 121 representa 6 Elementos de Irradiação Refrigerados a Água (EIRA) e dois Elementos de Irradiação de Berílio (EIBRA), cada um com área de escoamento de 0,0004925m<sup>2</sup> de acordo com a referência [24], totalizando uma área de 0,00394m<sup>2</sup>. O componente 122 corresponde a um conjunto de frestas entre os elementos, entre as estruturas laterais de alojamento das placas combustíveis, cuja área total de vazão é de 0,0016m<sup>2</sup>, resultante de 4 frestas de 1mm por 400mm. A introdução no modelo dos componentes 121 e 122 é de especial importância pelo fato de os mesmos permitirem a passagem de vazão, de forma a concorrerem com os demais componentes (110, 120 e 130) que geram calor e, portanto, necessitam da maior vazão possível de fluido refrigerante para manter a temperatura das placas combustíveis reduzidas a níveis aceitáveis.

Um outro ponto importante que afeta a vazão distribuída entre cada um dos componentes do reator é o coeficiente de perda de carga localizado na entrada e na saída dos canais. Na entrada do reator, componente 190, foi aplicado o coeficiente local de perda de carga de acordo com a referência [57], apresentado na Figura 14 (a), de maneira

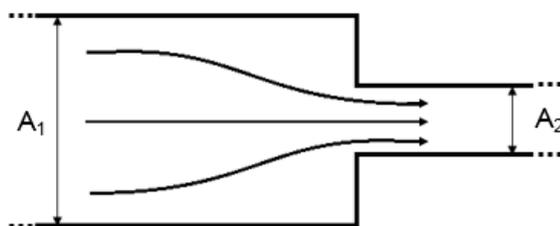
---

<sup>1</sup> Área de troca de calor calculada com largura média de 62,6mm correspondente a dispersão de combustível na placa, ao contrário da largura total do canal de 67,1mm utilizada para as áreas de vazões.

análoga, na saída do reator, componente 191, foi aplicado o coeficiente apresentado em (b) da mesma Figura 14.

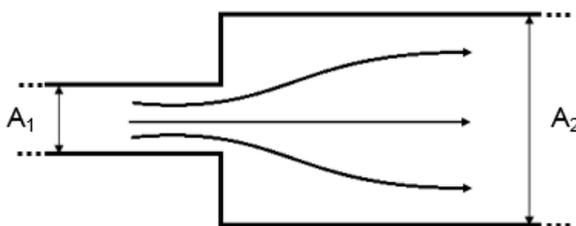
Figura 14 - Perda de carga localizada.

(a) Redução abrupta de área



$$K_{local} = 0,5 \left(1 - \frac{A_2}{A_1}\right)$$

(b) Aumento abrupto de área



$$K_{local} = \left(1 - \frac{A_1}{A_2}\right)^2$$

Onde  $A_1$  é área da seção transversal de entrada e  $A_2$  é a área da seção transversal de saída.

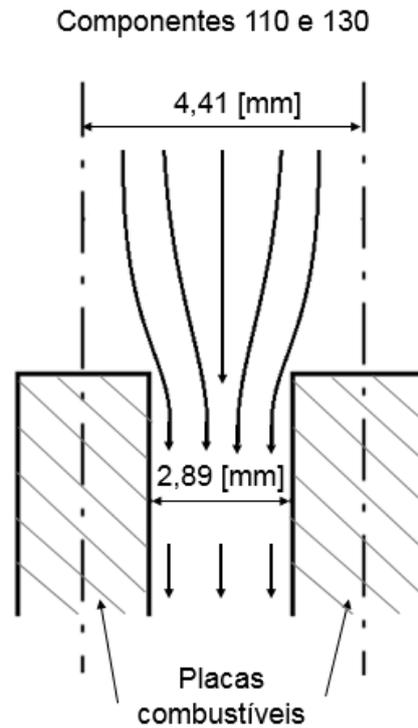
Fonte: Autor adaptado da referência [57].

Desta forma, foi atribuído valor de perda localizada na entrada de 0,1723 para o componente 110 e 130, pelo fato de ambos possuírem mesma geometria, enquanto que na saída, a perda localizada foi de 0,1188 (mesma relação de área) conforme apresentado na A utilização de perdas de cargas localizadas calculadas pelo próprio código RELAP não foram usadas porque as mesmas não apresentam, para este caso, a melhor opção de modelagem, dado que o código considera uma redução total do componente 190 com área de  $0,512\text{m}^2$  para cada um dos componentes de entrada considerando sua área total, e da mesma forma com relação à saída (componente 191), a exemplo da Figura 16.

Figura 15. Ao componente 122 a perda localizada de entrada é de 0,7826, onde foi considerado uma redução de 4,6mm, referente à maior espessura do estojo das placas, para 1mm das frestas. Para os componentes 120 e 121, assim como na saída do 122, não foi atribuído nenhuma perda de carga pelo fato de a relação de área de estrangulamento na entrada ou expansão na saída ser muito pequena, fazendo o coeficiente tender a zero.

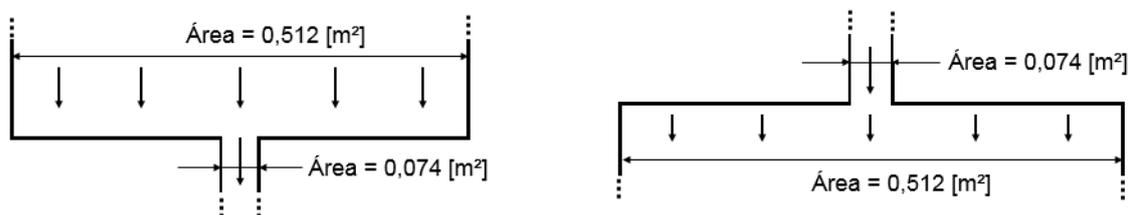
A utilização de perdas de cargas localizadas calculadas pelo próprio código RELAP não foram usadas porque as mesmas não apresentam, para este caso, a melhor opção de modelagem, dado que o código considera uma redução total do componente 190 com área de  $0,512\text{m}^2$  para cada um dos componentes de entrada considerando sua área total, e da mesma forma com relação à saída (componente 191), a exemplo da Figura 16.

Figura 15 - Geometria de entrada do fluido nos componentes 110 e 130 (vista em corte lateral).



Fonte: Autor.

Figura 16 – Exemplo de perda de carga localizada do código RELAP para o componente 110.



Fonte: Autor.

O modelo tem continuidade com a conexão de saída (componente 191 tipo BRANCH) que faz a união entre os 5 componentes do reator e o componente 140, com

14 volumes de 0,1m de altura cada, que representa o cone de redução em seus primeiros 2 volumes (de forma contrária ao componente 106 da piscina que tem a área expandida) e a partir do terceiro volume possui área de uma tubulação de 12” (304,8mm) de diâmetro, até o fundo da piscina.

A válvula de convecção natural foi modelada com dois componentes do tipo MTRVLV, 185 e 186, uma posicionada no fim do cone de redução (volume 2 dos componentes 140 e 106) e outra 0,2m abaixo (volume 4 do componente 140 e 106), correspondendo a uma distância aproximada de abertura da mesma. A abertura da válvula de convecção natural na realidade cria uma abertura de volume cilíndrico com diâmetro de 304,8mm, cuja área de superfície total é de aproximadamente  $0,336\text{m}^2$ , portanto, foram utilizadas duas válvulas no modelo com o objetivo de prover à circulação natural a mesma área total, sendo que a válvula do volume 2 tem área de  $0,263\text{m}^2$  e a do volume 4 com área de  $0,073\text{m}^2$ . Foi considerado como critério de abertura a vazão inferior a 58kg/s [58] e com tempo de desacoplamento total de 2 segundos.

### **3.3 – Tubulação de saída da piscina até o tanque de decaimento**

A modelagem referente à parcela contida na sala de máquinas, contendo todo restante do sistema primário do reator IEA-R1 foi elaborada com o uso de dados de entrada como comprimento, área de vazão, a inclinação azimutal (de  $0^\circ$  a  $360^\circ$ ) e a inclinação angular (de  $-90^\circ$  a  $90^\circ$ ), entre outras informações iniciais de forma a orientar toda tubulação em um espaço tridimensional conforme apresenta a Figura 17.

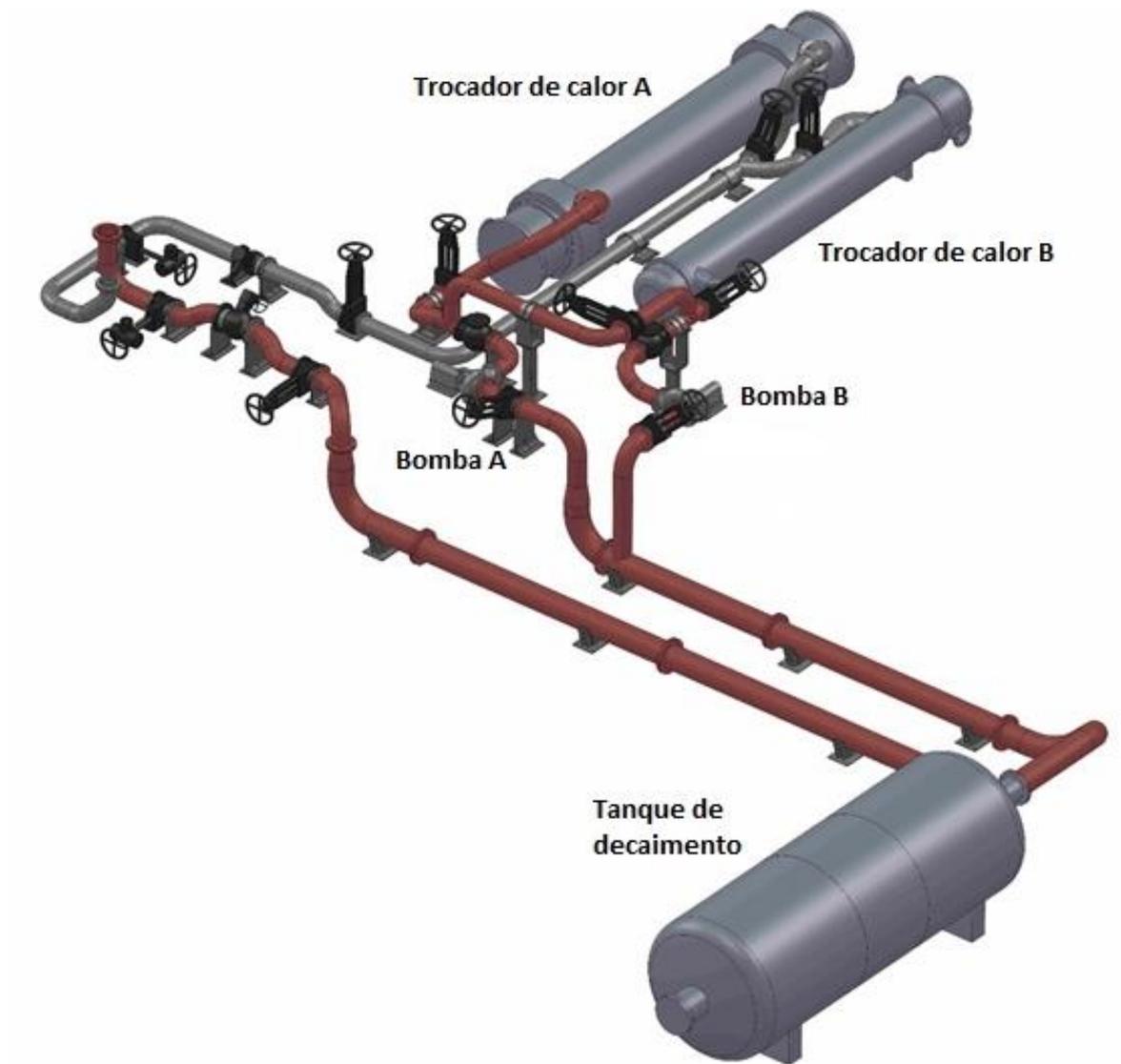
Conectado ao componente 140 seguem-se os componentes da série 200 contendo diversas partes das tubulações e válvulas. A tubulação do trecho de saída da piscina até o tanque de decaimento possui diâmetro de 12 polegadas, conectando as três válvulas (MTRVLV) de isolamento após a piscina, sendo uma gaveta motorizada, uma de esfera motorizada e uma gaveta manual, que foram modeladas mesmo permanecendo constantemente abertas nas simulações realizadas, de tal forma a tornar o modelo mais fiel à realidade e para permitir seu uso em eventuais simulações futuras.

As elevações possuem importância maior, dado que as mesmas influenciam mais significativamente nas pressões, portanto, foi atribuída à tubulação de saída da piscina a queda inicial de 0,96m, seguida de pequena elevação de  $30^\circ$  e igual queda na válvula 203.

Após a válvula 205 há uma segunda queda de 1,74m e a tubulação segue por cerca de 12m até a entrada do tanque de decaimento.

O código RELAP interpreta os componentes do tipo válvula como uma junção, ou seja, não possuem volume, apenas a área de passagem do fluido, por esse motivo, o comprimento aproximado das válvulas foi distribuído nas tubulações adjacentes para manter os comprimentos totais mais próximos dos valores reais. Este procedimento foi realizado também ao longo das demais válvulas do circuito.

Figura 17 – Representação tridimensional do circuito primário do IEA-R1.



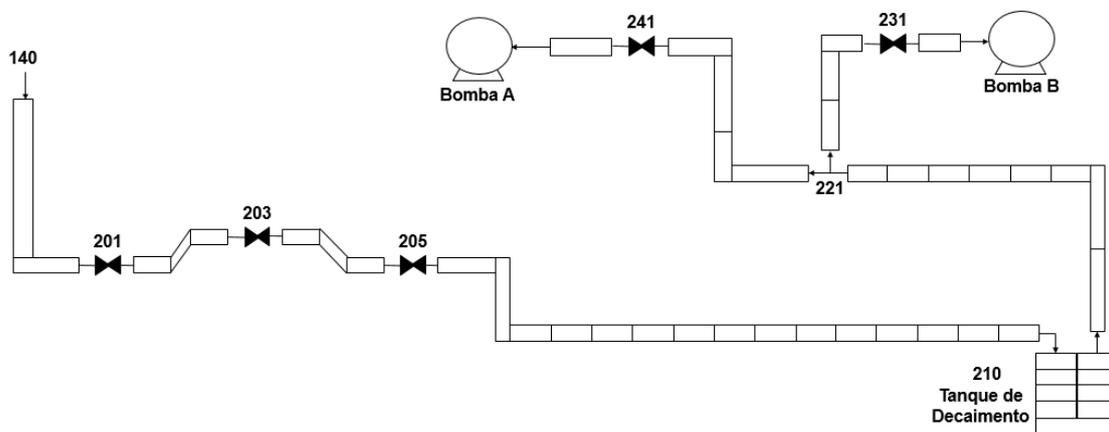
Fonte: Referência [59].

O tanque de decaimento, componente 210 (PIPE), foi modelado com 9 volumes, sendo o primeiro uma câmara de entrada com área de  $2,34\text{m}^2$  em um comprimento de

1,92m, seguido de três câmaras separadas pelos defletores de 1,2m e mesma área chegando ao fundo do tanque em uma câmara menor, com elevação de cerca de 1m, onde há a inversão do fluxo para a parte superior onde praticamente há uma simetria do tanque com as mesmas áreas e comprimentos. Também foi adicionado estrangulamentos nas junções de forma a simular os defletores (chicanas) que o tanque contém.

A tubulação de saída do tanque de decaimento possui uma redução de elevação de aproximadamente 1m e continua até um uma divisão (BRANCH) onde é direcionada para as duas bombas de circulação principal após uma elevação de 2,1m. A Figura 18 apresenta uma nodalização mais acurada do ramal 200 apresentando as junções, válvulas, bombas e volumes utilizados na tubulação.

Figura 18 - Nodalização do ramal 200.



Fonte: Autor.

### 3.4 – Bombas principais de circulação

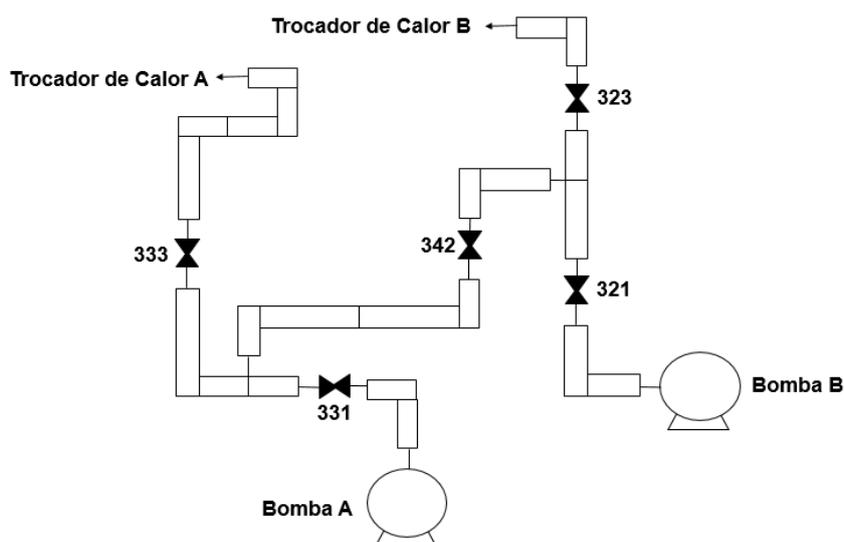
Ambas as bombas de circulação principal foram modeladas com o componente do tipo TMDPJUN que permite a simulação de vazões ao longo do tempo conforme necessário, com possibilidade de aumentos ou reduções da vazão em tempos pré-determinados para cada simulação.

### 3.5 – Tubulação entre as bombas de circulação e os trocadores de calor

O conjunto de tubulações e válvulas do modelo segue criteriosamente as instalações do IEA-R1 de forma a permitir simulações com qualquer configuração desejada de bomba e trocador de calor a depender da abertura e fechamento das válvulas.

Após ambas as bombas de recalque as tubulações passam a ser de 10 polegadas (254mm de diâmetro) e foram elaboradas no mesmo plano, onde está o ramo principal A que faz a ligação entre a bomba A e o trocador de calor A, contendo também as válvulas 331 e 333, e o ramo principal B que conecta a bomba B ao trocador de calor B, onde estão as válvulas 321 e 323. A exceção ocorre na ramificação contendo a válvula 342 entre as duas linhas principais A e B, que está com elevação de 0,75m e a ligação da mesma foi efetuada com duas conexões simples nas junções das tubulações principais (Figura 19).

Figura 19 - Nodalização do ramal 300.



Fonte: Autor.

O conjunto de tubulações e válvulas representado pelo ramal 300 é o responsável pela versatilidade do circuito primário do IEA-R1, permitindo o uso de qualquer uma das bombas com qualquer um dos trocadores de calor, de acordo com a Tabela 6.

Tabela 6 - Abertura e fechamento de válvulas para utilização de combinações de bomba e trocador de calor.

<b>Equipamentos em uso</b>	<b>Válvulas Abertas</b>	<b>Válvulas Fechadas</b>
Bomba A + Trocador de Calor A	241, 331, 333 e 501	231, 321, 323, 342 e 504
Bomba A + Trocador de Calor B	241, 331, 342, 323 e 504	231, 321, 333 e 501
Bomba B + Trocador de Calor B	231, 321, 323 e 504	241, 331, 333, 342 e 501
Bomba B + Trocador de Calor A	231, 321, 342, 333 e 501	241, 331, 323 e 504

Fonte: Autor.

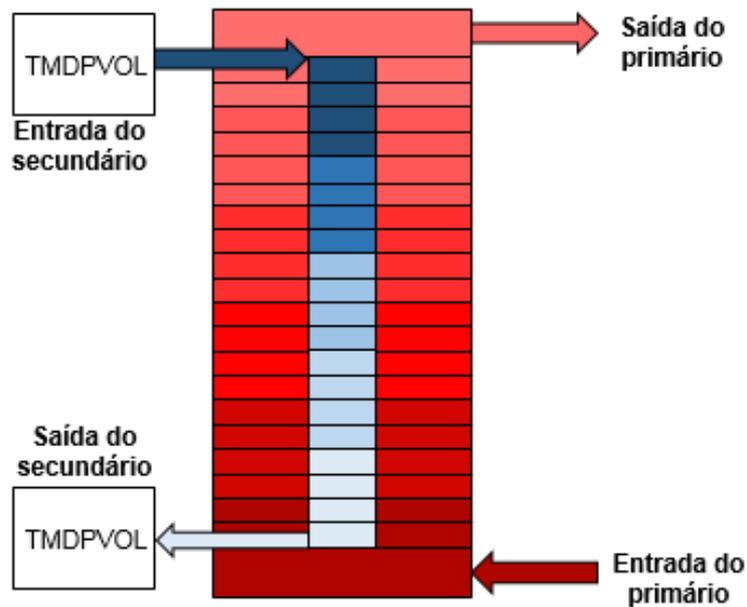
### 3.6 – Trocador de calor A

O trocador de calor A foi modelado como um tubo (componente 410 tipo PIPE) com diâmetro de 1m e comprimento total de 7,7m com 22 volumes no primário, sendo que o primeiro e o último representam as câmaras de entrada e saída respectivamente e possuem área de  $0,7854\text{m}^2$  e comprimento de 0,7m. Os volumes de 2 a 21 compartilham o mesmo espaço do feixe de tubos do secundário, portanto possuem área reduzida de  $0,5016\text{m}^2$  e comprimento menor de 0,315m por volume, e estão acoplados a uma estrutura de calor em contracorrente com o secundário.

O secundário foi modelado como um tubo representativo (componente 420 tipo PIPE) de um feixe que contempla todos os 1433 tubos de aço inox de 5/8 de polegada (diâmetro de 15,88mm) e espessura 1,651mm. A área total de escoamento de fluido frio é de  $0,2279\text{m}^2$  e comprimento de 0,315m para cada um dos 20 volumes, de tal forma que o acoplamento térmico com o primário ocorra volume a volume, totalizando a área útil de troca térmica de  $450\text{m}^2$  de acordo com a referência [33].

O fluido de arrefecimento é proveniente de uma das torres de resfriamento representada por uma TMDPVOL onde se estabelece a temperatura de entrada do secundário, seguida da bomba do secundário (TMDPJUN) onde é possível aplicar a vazão desejada ao longo do tempo, e após a passagem pelo feixe de tubos desemboca em um sumidouro (TMDPVOL). A Figura 20 apresenta a representação nodal com a adição de cores para ilustrar a variação de temperatura do circuito primário e do circuito secundário ao longo da passagem dos fluidos pelo trocador de calor, sendo que as cores mais intensas em vermelho representam altas temperaturas e as cores mais intensas em azul, baixas temperaturas.

Figura 20 - Representação do Trocador de Calor A.



Fonte: Autor.

### 3.7 – Trocador de calor B

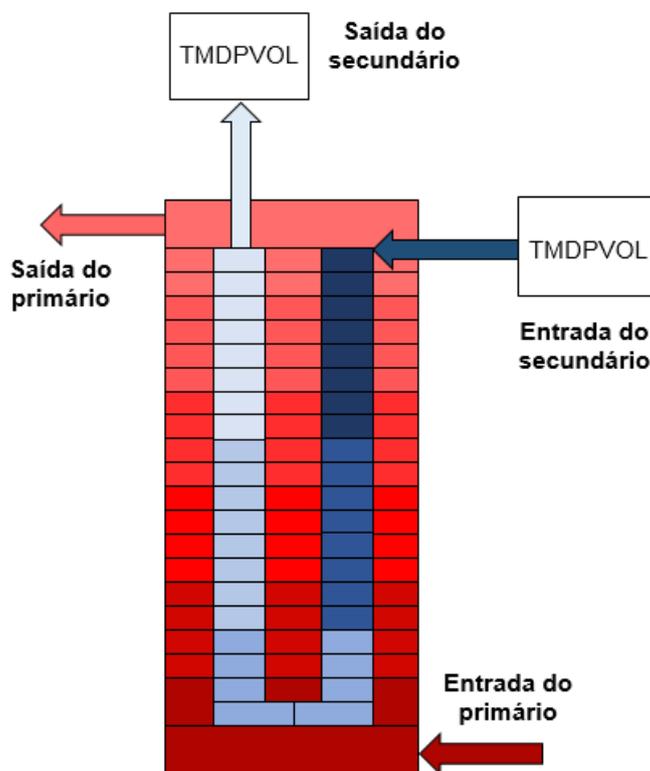
O trocador de calor B foi formulado com muitas similaridades ao trocador A, apesar de pequenas diferenças dimensionais, com diâmetro de 0,94m e comprimento total de 7,7m. O primário foi elaborado como um tubo (componente 430 tipo PIPE) com 22 volumes, sendo o primeiro e o último as câmaras de entrada e saída, com maior área de escoamento,  $0,694\text{m}^2$ , e comprimento de 0,725m, enquanto que os volumes intermediários de 2 a 21 que ocupam o mesmo espaço dos tubos de resfriamento do secundário foram construídos com área de  $0,453\text{m}^2$  e comprimento de 0,3125m.

O secundário do trocador de calor B foi modelado como um feixe de 950 tubos de 1 polegada (12,7mm) e espessura de 0,55mm com 40 volumes (componente 440 tipo PIPE) dispostos em formato de “U”, todos com o mesmo comprimento de 0,3125m e área de  $0,1\text{m}^2$ , de tal forma que os 20 primeiros são acoplados em uma estrutura de calor em contracorrente e os 20 volumes seguintes retornam em paralelo em uma outra estrutura de troca de calor, totalizando a área útil de troca térmica de  $471,9\text{m}^2$  de acordo com a referência [33].

De maneira análoga ao circuito A, o fluido frio também provém de uma TMDPVOL seguida da bomba do secundário (TMDPJUN), onde a temperatura e vazão de entrada do secundário são determinadas como condição inicial, atravessa o feixe de

tubos resfriando o primário e desemboca em um sumidouro (TMDPVOL). A Figura 21 apresenta a representação nodal do Trocador de Calor B.

Figura 21 – Representação do Trocador de Calor B.



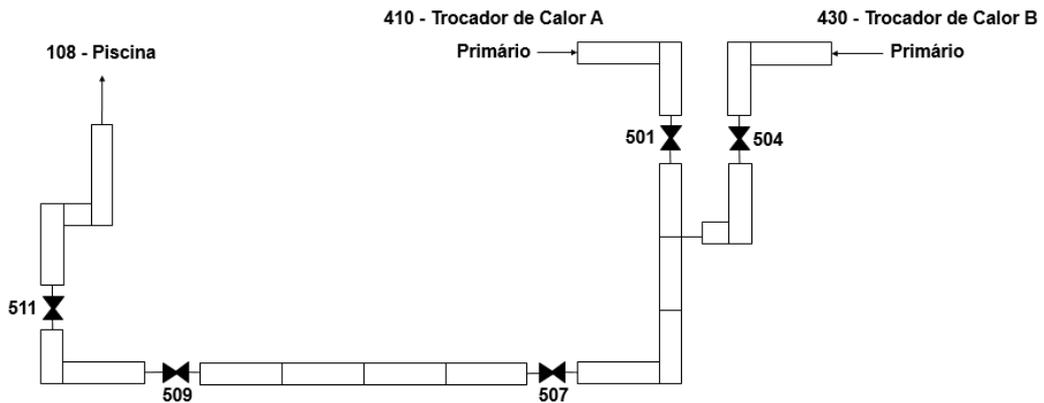
Fonte: Autor.

### 3.8 – Tubulação de Retorno para a Piscina

O modelo tem continuidade a partir da saída do primário de ambos os trocadores de calor, com tubulação de 10 polegadas, redução de elevação de 0,5m seguida de uma válvula após cada um dos trocadores de calor, componentes 501 e 504 (MTRVLV) para os trocadores A e B respectivamente.

A tubulação se reúne em uma junção simples e segue para retorno à piscina com três válvulas (MTRVLV) de isolamento similares às três válvulas iniciais, possibilitando o isolamento entre a piscina e o primário em caso de necessidade. O retorno à piscina se dá após elevação de 1,49m para se conectar ao componente 108 na posição 40cm acima do fundo da piscina. A junção entre o retorno da tubulação e a piscina foi estabelecido sem restrição de área, pelo fato de que a adição da mesma não promovia a estabilização do modelo da piscina (redução de turbulência da piscina), algo que o difusor real promove (Figura 22).

Figura 22 - Nodalização do ramal 500 de retorno do primário à piscina.



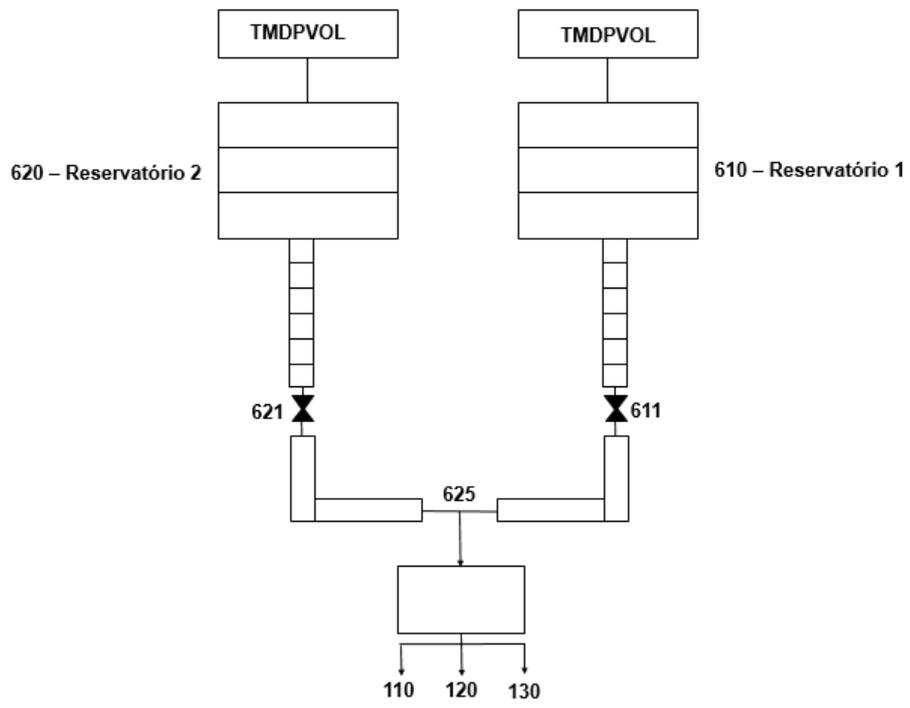
Fonte: Autor.

### 3.9 – Sistema de Resfriamento de Emergência

O modelo do Sistema de Resfriamento de Emergência (Figura 23) foi simplificado dado que o mesmo é bastante complexo, contendo diversas válvulas e um sistema anexo para testes, portanto, foi adaptado para integrar este modelo. Ambos os reservatórios (610 e 620) foram modelados igualmente, com dois volumes (TMDPVOL) representando o ar conectados acima de uma tubulação (PIPE) com grande área resultante da largura de 4,5m e comprimento de 5,5m, e três volumes para modelar a altura de 3,08m. Assim como na piscina, também foi atribuído condição inicial no volume superior com aproximadamente 90% de água, de tal forma a atingir a quantidade total de 75m<sup>3</sup> de água.

Abaixo dos reservatórios, seguem-se as tubulações de 38,1mm de diâmetro com 16,6m de comprimento no sentido vertical para baixo, levando diretamente às válvulas 611 e 621. Um pequeno trecho de tubulação reduz a cota em mais um metro e liga ambos os ramais (BRANCH 625) em um volume de um metro (SNGLVOL) acima do reator, conectado (BRANCH 627) aos componentes 110, 120 e 130. Desta forma, atinge-se a altura total de 18,6m do reservatório até o topo do reator, porém, para concentrar todas as perdas de carga existentes no circuito foi atribuído à tubulação de 38,1mm do modelo um diâmetro hidráulico menor, de tal forma a atingir uma vazão aproximada à de projeto de 3,5m<sup>3</sup>/h por cada um dos ramais independentemente (com a piscina vazia).

Figura 23 – Nodalização do ramal 600 representativo do SRE.



Fonte: Autor.

## **4 - RESULTADOS**

Este capítulo é dividido em dois conjuntos de análises, primeiramente simulações preliminares com o objetivo de verificar os pontos e aspectos construtivos da elaboração do modelo, e em seguida simulações específicas com o objetivo de verificar a aderência dos resultados a dados experimentais ou transientes de interesse.

### **4.1 - Simulações Preliminares**

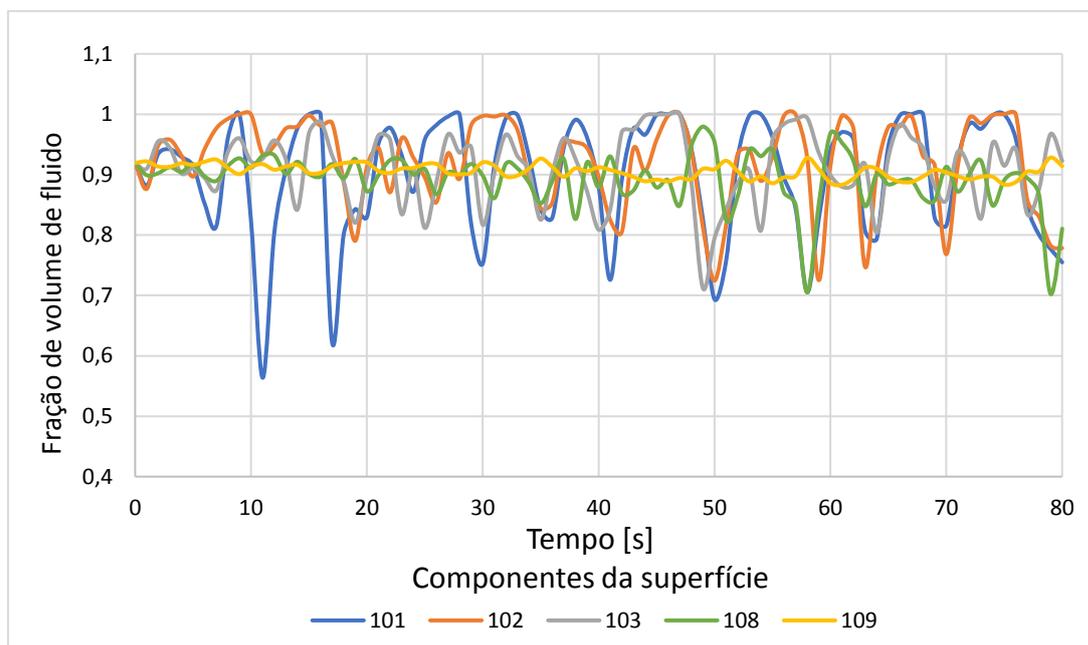
A seguir serão apresentadas uma série de simulações preliminares a fim de verificar e adaptar os principais sistemas elaborados. Primeiramente será avaliado o nível superficial da piscina, seguido da análise da distribuição de vazão do refrigerante através dos componentes do núcleo do reator, na sequência uma avaliação em regime permanente de temperaturas do núcleo do reator ao longo dos canais representativos e, por fim, uma análise das temperaturas nos trocadores de calor.

#### **4.1.1 - Simulações Preliminares da Piscina**

Durante a elaboração do modelo, à medida em que os componentes da piscina foram sendo implementados e analisados em simulações prévias para checagem das vazões e conexões entre os componentes, verificou-se uma grande instabilidade superficial na piscina, criado pela própria circulação de operação que, por sua vez, gera grandes vazões entre volumes e componentes da piscina, causando a alta oscilação observável apenas nos volumes superficiais dos componentes.

O Gráfico 3 apresenta o resultado da variação de tais volumes, chegando a valores aproximados de 0,6 para o componente 101 durante a acomodação inicial de todo sistema, o que significa uma redução no nível daquele volume específico de 40cm (haja vista que a altura dos volumes da parte superior da piscina é de 1m) ao mesmo tempo em que há leve aumento nos demais componentes, mantendo-se o volume total da piscina constante. As oscilações dessa magnitude, que não ocorrem na realidade, perduram ao longo de toda simulação e afetam diretamente as vazões de entrada nos componentes do reator e, eventualmente, impedem a continuidade da simulação.

Gráfico 3 - Nível nos componentes superficiais da piscina sem restrições entre volumes.

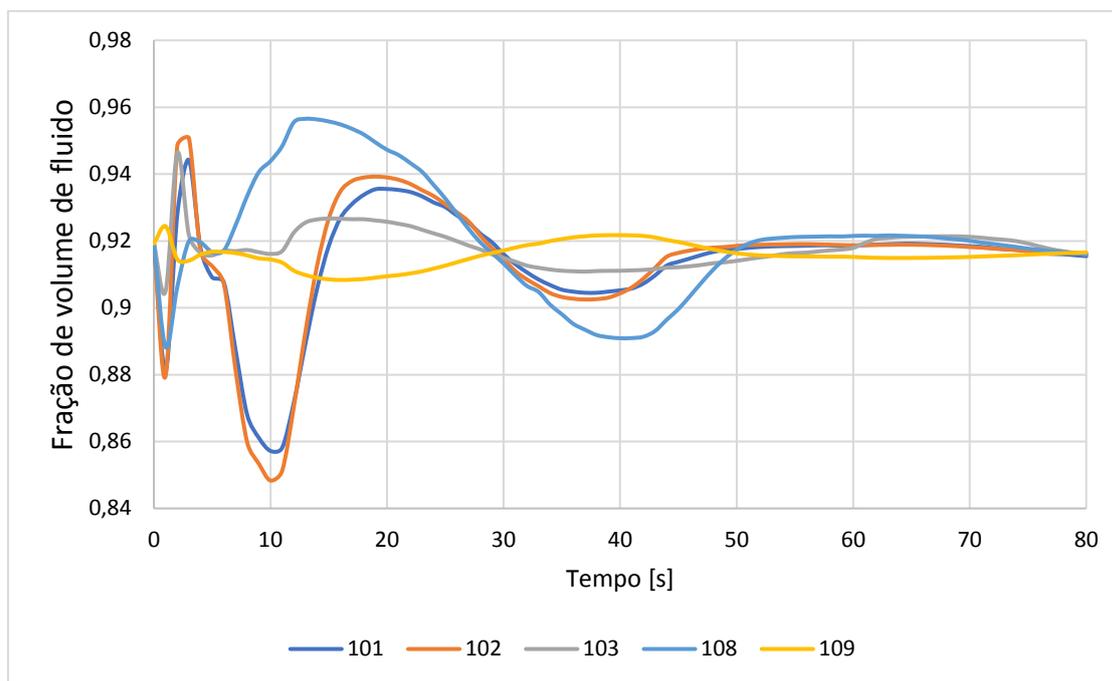


Fonte: Autor.

Os componentes da piscina são interpretados pelo código RELAP como tubos ou tubos anelares (PIPES e ANNULUS) conectados entre si, e não como uma única massa de água. Desta forma, o código RELAP calcula automaticamente as perdas de carga nos volumes e componentes com base nos dados geométricos de *input*, resultando em valores muito pequenos, não representativos de um único volume de água.

Com base nessa premissa, a solução para atenuar o efeito de instabilidade foi a adição de restrições entre os volumes e entre as conexões cruzadas dos elementos, resultando em significativa redução das oscilações conforme apresentado no Gráfico 4, onde o aumento de nível inicial fica na ordem de 0,85 a 0,95, (o que representa variações da ordem de 10cm) seguido de estabilização. Mesmo ondulações dessa pequena ordem não são observados, porém, um aumento exacerbado de restrições entre os volumes e componentes poderia afetar a homogeneização da temperatura da piscina. Também é digno de observação, que o critério utilizado de maiores restrições nos maiores volumes (componentes 108 e 109) da piscina se mostraram eficazes, tendo em vista que pequenas oscilações desses grandes volumes causam grandes variações nos volumes menores.

Gráfico 4 – Nível dos componentes superficiais da piscina com restrições entre volumes.



Fonte: Autor.

#### 4.1.2 - Simulações Preliminares de Vazão do Reator

Duas simulações específicas foram conduzidas para avaliar a distribuição de vazão nos componentes do reator, uma com vazão total de 208,75kg/s e outra com vazão total de 189,07kg/s, pelo motivo de haver resultados experimentais com essas duas vazões para comparação.

A rampa inicial de aumento de vazão foi estimada, haja vista que o objetivo era apenas avaliar a quantidade de vazão final em cada componente no estado estacionário. Foi levado em consideração o fato de que as vazões dos 24 elementos combustíveis (considerando também os elementos combustíveis de controle) variam muito pouco, de acordo com a referência [60] há uma diferença da ordem de apenas 3% entre a maior e a menor vazão. O mesmo estudo verificou que os valores medidos de vazão até então estavam 28% abaixo dos valores estimados, parte desta diferença era resultado do erro de um coeficiente utilizado no instrumento de vazão, e outra parte era proveniente de fugas entre diversos outros elementos e componentes do reator.

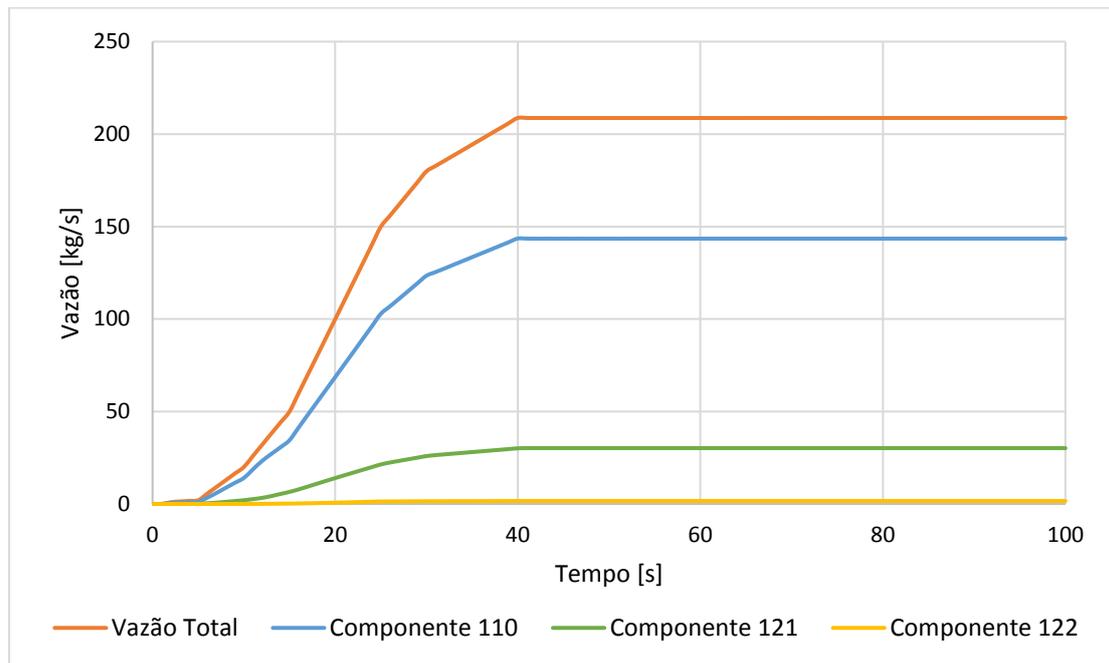
Portanto, seguiu-se um novo trabalho [61] com o objetivo de corrigir esses problemas e aumentar a vazão no núcleo ativo do reator. A mesma referência [61], apontou com detalhes os motivos do erro do valor do coeficiente e as ações de correção do mesmo, assim como verificou a falha de encaixe dos tampões de alguns furos principais (locais de encaixe dos diversos elementos do reator) e de furos secundários (furos de 22mm entre os furos principais), falha de encaixe de alguns elementos como refletores de grafite e elementos irradiadores de silício (EIS) e, por fim, pequeno desalinhamento entre o flange inferior do cone de redução e a válvula de convecção natural provocado por deformação do anel de vedação. Um teste realizado pela referência [62] utilizando fita de tecido acusou vazão entre o acoplamento sem, contudo, ser possível sua quantificação.

Todos esses desvios de vazão foram corrigidos, à exceção do anel de vedação, e foram realizadas novas medições de vazões que estão apresentadas na Tabela 7 e servem como parâmetro de comparação para os valores obtidos nas simulações. O Gráfico 5 apresenta os valores de vazão em cada um dos componentes principais do reator no estado estacionário com vazão total de 208,75kg/s. Conforme esperado, maior parte da vazão atravessa o componente 110 como desejável para o resfriamento do núcleo, uma quantidade considerável passa pelo componente 121 (conjunto de 6 EIRA e 2 EIBRA), e uma terceira quantidade relevante escoava através do componente 120 com suas peculiaridades, haja vista que o mesmo está conectado com a piscina através do componente 104.

A vazão do componente 122 (frestas do núcleo do reator) é quase desprezível e não chega a representar 1% da vazão total. A vazão no componente 130 é de 0,376kg/s (não foi plotado), este valor corrobora a boa distribuição da vazão total do modelo, pelo fato de ser praticamente igual à fração de 383 da vazão do componente 110, haja vista que seu diâmetro hidráulico é o mesmo, sua área de vazão também é uma fração de 383 e os coeficientes locais de perda de carga na entrada e saída são iguais.

A vazão final em cada um dos componentes modelados é resultado direto dos coeficientes locais de perda de carga atribuídos na entrada e saída dos mesmos, por isso cada componente foi analisado independentemente, enquanto que a perda de carga distribuída foi calculada pelo próprio código RELAP em função, principalmente, do diâmetro hidráulico e área de vazão.

Gráfico 5 - Distribuição de vazão entre componentes do reator para vazão total de 208,75kg/s.



Fonte: Autor.

A Tabela 7 apresenta os valores experimentais e os simulados para um elemento combustível padrão, ou seja, para o componente 110 corresponde a 17 do total de 383 canais representativos. Também é apresentado a diferença percentual com base no valor experimental.

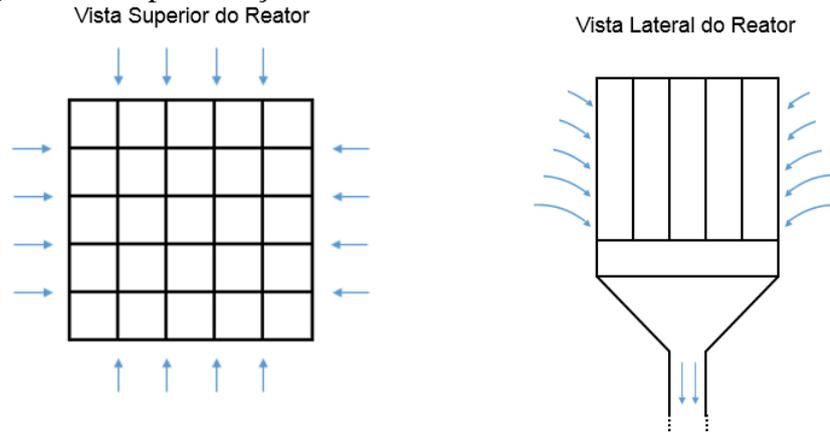
Tabela 7 – Valores comparativos entre a vazão experimental e a vazão do modelo.

Vazão total [kg/s]	Experimental [kg/s]	RELAP [kg/s]	Diferença %
189,07	5,40	5,748	6,44
208,75	5,99	6,369	6,33

Fonte: Autor e dados da referência [61].

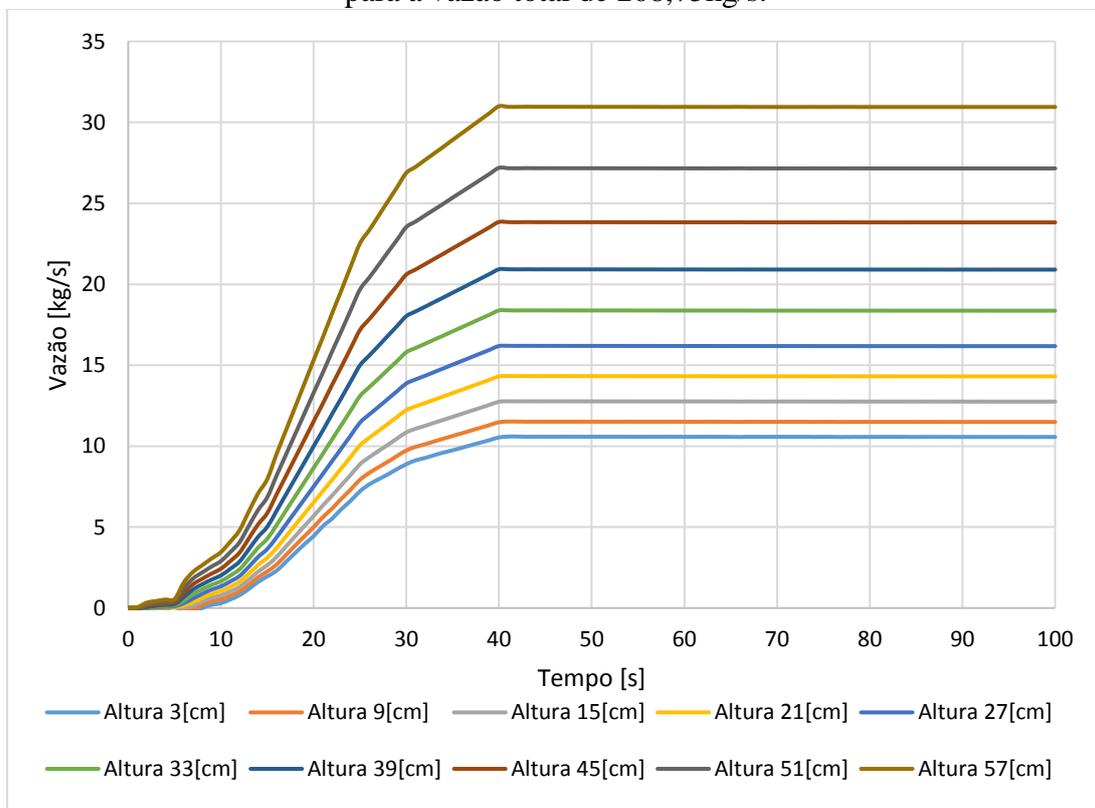
O componente 120 apresenta vazão variável ao longo de seu canal aberto, pelo fato de estar conectado à piscina. Desta forma, o Gráfico 6 apresenta as vazões em diferentes alturas (junções entre volumes) representativas ao longo do componente 120 onde percebe-se o aumento não linear da vazão, resultado da maior sucção de água na parte inferior do núcleo por onde ocorre o recalque da circulação principal conforme ilustrado na Figura 24.

Figura 24 - Representação da entrada lateral de fluido no reator IEA-R1.



Fonte: Autor.

Gráfico 6 - Vazão no componente 120 ao longo de diferentes alturas do núcleo do reator para a vazão total de 208,75kg/s.



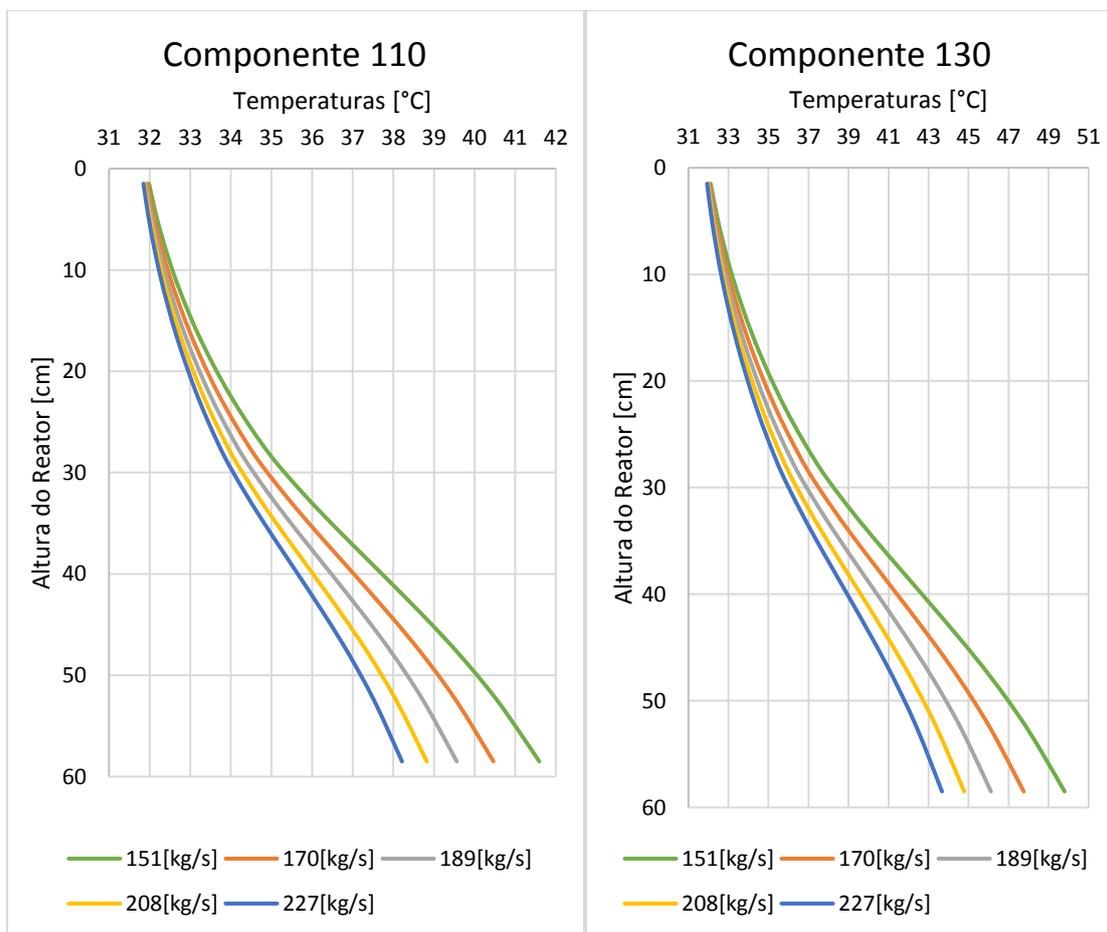
Fonte: Autor. As menores alturas referem-se à parte superior do núcleo do reator.

#### 4.1.3 - Simulações Preliminares do Reator

Um conjunto de simulações foram realizadas para verificar a distribuição da potência nos 20 volumes ao longo dos componentes principais do reator (110, 120 e 130). Foram efetuadas cinco simulações, todas com potência total do reator de 4,5MW e

temperatura inicial da piscina de 32°C, com as seguintes vazões mássicas totais<sup>2</sup>: 227kg/s, 208kg/s, 189kg/s, 170kg/s e 151kg/s. A Gráfico 7 apresenta as temperaturas do fluido ao final da simulação (regime permanente) em cada um dos 20 volumes dos componentes 110 e 130. As curvas demonstram um pequeno aumento de temperatura na parte superior, nos volumes de 1 a 8, com um considerável aumento de inflexão das mesmas a partir do volume 10 até o 14 onde se encontram os maiores fatores de potência seguido de redução até o final, corroborando com a distribuição das frações de potência utilizadas no modelo (Gráfico 2).

Gráfico 7 - Distribuição de temperatura do fluido nos componentes 110 e 130 em regime permanente e diferentes vazões totais.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP). As menores alturas referem-se à parte superior do reator.

<sup>2</sup> Tratam-se de valores de vazão com base no sistema americano gpm (galões por minuto) utilizado na instrumentação do IEA-R1. Correspondem respectivamente a 3600gpm, 3300gpm, 3000gpm, 2700gpm e 2400gpm.

Também é notável que o aumento de vazão total gera menores valores de temperatura, assim como a diferença de temperatura gerada pelo componente 130 é aproximadamente 84,4% maior do que a diferença gerada pelo componente 110, conforme esperado, haja vista que este foi o fator conservativo (1,844) utilizado para o canal mais quente.

O pequeno aumento dos valores de relação da Tabela 8 para as menores vazões totais estão relacionados à dinâmica de distribuição de vazão entre os componentes, ou seja, com menores vazões totais há um ligeiro aumento relativo de vazão pelos componentes com maiores perdas localizadas, como o 122 e a entrada lateral do 120. Este conjunto de simulações foi útil para verificar que o acoplamento térmico entre os canais do núcleo do reator e a estrutura de calor elaborada estão coerentes.

Tabela 8 – Relação entre a diferença de temperatura de entrada e saída dos componentes 110 e 130.

<b>Vazão</b> <b>[kg/s]</b>	<b><math>\Delta T</math> [°C] do</b> <b>componente 110</b>	<b><math>\Delta T</math> [°C] do</b> <b>componente 130 [°C]</b>	<b>Relação</b>	<b>%</b>
<b>151</b>	6,21	11,7	1,884	88,4
<b>170</b>	6,82	12,78	1,874	87,4
<b>189</b>	7,56	14,12	1,868	86,8
<b>208</b>	8,46	15,75	1,862	86,2
<b>227</b>	9,59	17,8	1,856	85,6

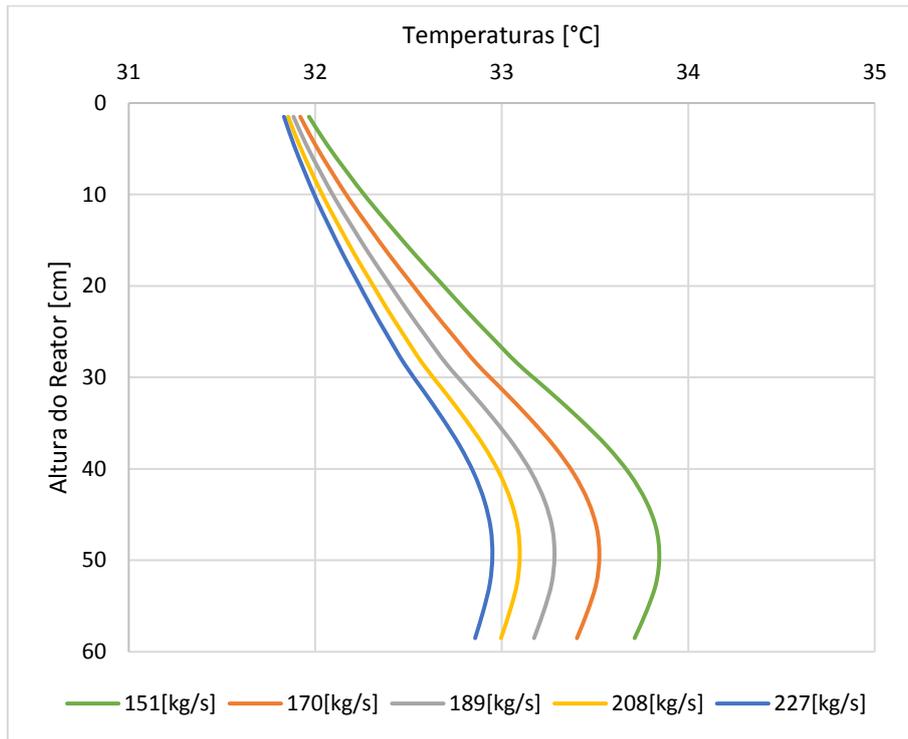
Fonte: Autor.

A distribuição de temperatura do fluido no componente 120 segue uma dinâmica diferenciada devido à entrada lateral de fluido refrigerante, principalmente na parte inferior do reator, com intensa redução da temperatura (Gráfico 8).

Conforme citado anteriormente, há um aumento significativo da diferença de pressão entre o componente 104 (piscina) e o 120 provocado pelo próprio recalque da bomba de circulação principal. O

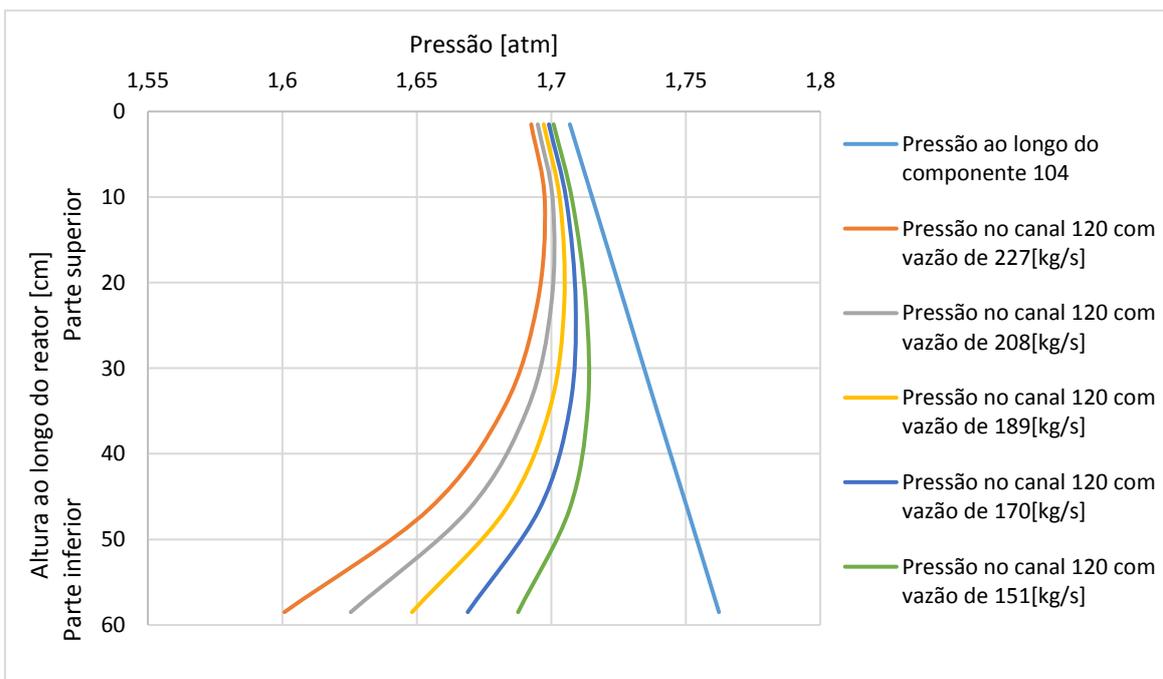
Gráfico 9 apresenta tais diferenças ao longo do componente 120, onde a pressão do 104 aumenta linearmente devido à altura de coluna de água da piscina (se mantém igual para todas as vazões), enquanto que a pressão no 120 se altera mais devido às perdas de carga, distribuídas e localizadas, que dependem principalmente da velocidade do fluido ao quadrado.

Gráfico 8 - Distribuição de temperatura do fluido no componente 120 em regime permanente e diferentes vazões totais.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP). As menores alturas referem-se à parte superior do reator.

Gráfico 9 - Diferenças de pressão entre os componentes 104 e 120 com diferentes vazões totais.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

#### 4.1.4 - Simulações preliminares dos Trocadores de Calor A e B

Uma outra série de simulações foi realizada para avaliação dos trocadores de calor A e B, com quatro casos diferentes: dois casos para o trocador de calor A, um para operação padrão em contracorrente e outro com inversão de fluxo (correntes paralelas)<sup>[3]</sup>; e dois casos para o trocador de calor B, um para operação padrão e outro também com inversão de fluxo<sup>[3]</sup> do secundário.

Em todos os casos foi estabelecido a temperatura de entrada do primário em 32°C e a temperatura de entrada do secundário em 25°C, com vazão no circuito principal de 200kg/s e vazão no circuito secundário de 140kg/s<sup>[4]</sup>.

Os Gráficos 10 apresentam as temperaturas do fluido para os dois casos simulados, em volumes espaçados de forma equivalente ao longo do trocador de calor A. O primeiro caso, por se tratar de um trocador de calor de contracorrente é possível verificar as reduções de temperatura quase equivalentes ao longo dos volumes representativos do primário (volumes 02, 05, 09, 13, 17, 21 do componente 410), assim como no secundário também ocorrem aumentos de temperatura quase constantes ao longo dos volumes representativos (volumes 01, 04, 08, 12, 16 e 20 do componente 420).

No segundo caso, correntes paralelas, é perceptível a mudança do comportamento das temperaturas, onde ocorre inicialmente uma redução mais acentuada de temperatura nos volumes 2 a 13 do primário e nos volumes 01 a 12 do secundário, que ocorre devido às maiores trocas de calor em decorrência da maior diferença de temperatura. Os resultados obtidos encontram coerência com os fundamentos teóricos [63] apresentados na Figura 25.

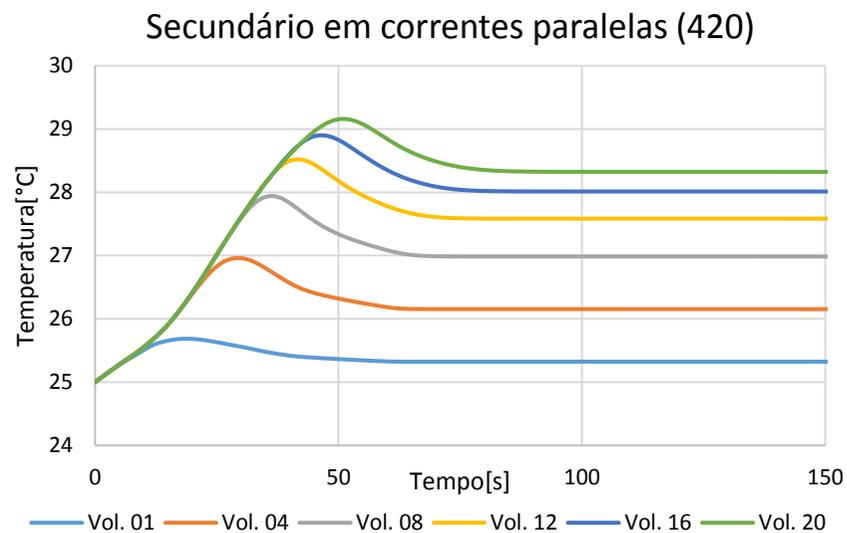
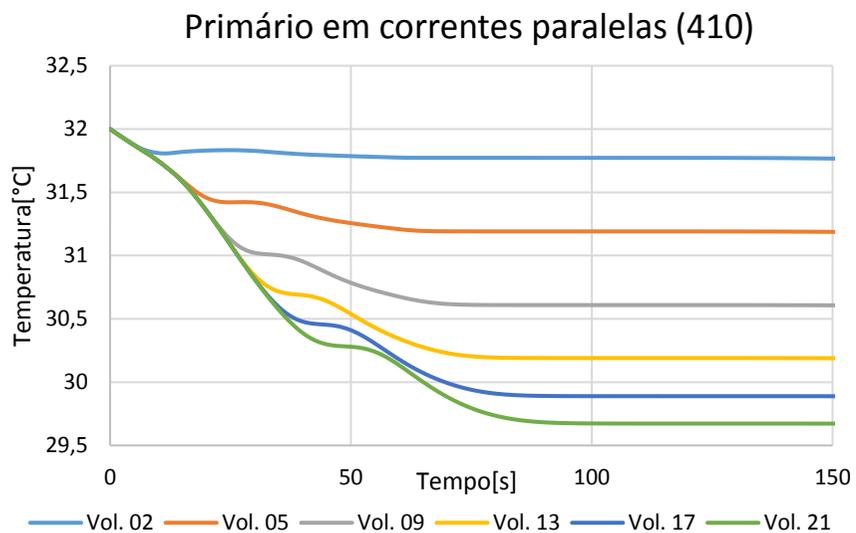
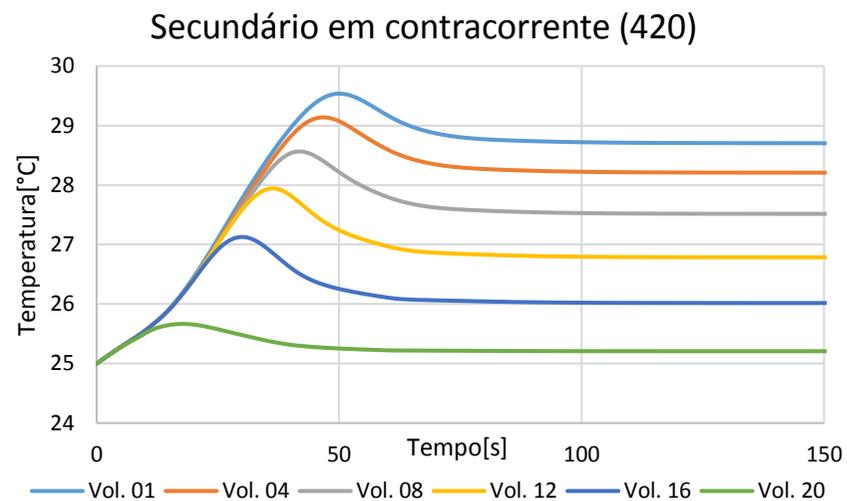
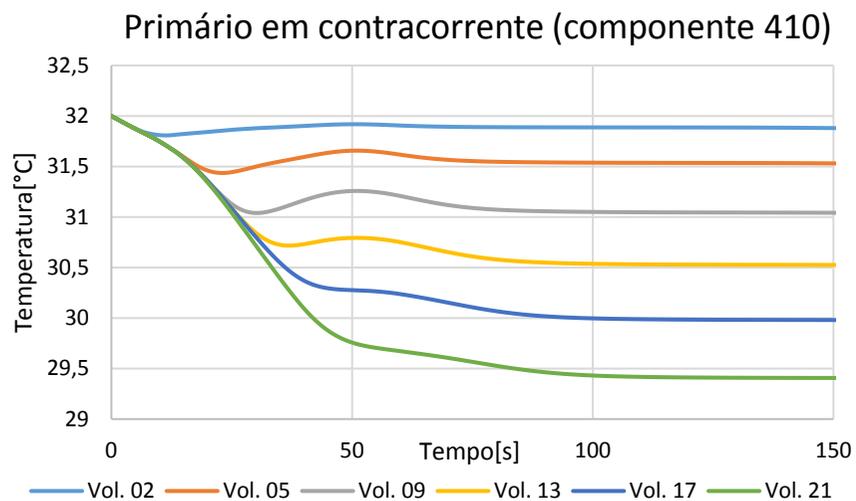
Os resultados apresentados nos Gráficos 10 permitem avaliar a maior eficiência do trocador de calor A em contracorrente de três formas: (a) através da potência do primário, (b) potência do secundário e, (c) através da diferença média logarítmica de temperatura (LMTD). As duas primeiras avaliações, (a) e (b), advêm da equação (1), enquanto a terceira (c) provém da equação (2).

---

<sup>3</sup> O arranjo do secundário não permite tal alteração de fluxo, tendo em vista que seriam necessárias alterações de tubulação, válvulas e bomba; a despeito deste fato, as simulações foram conduzidas com o objetivo de avaliar as temperaturas ao longo do trocador de calor.

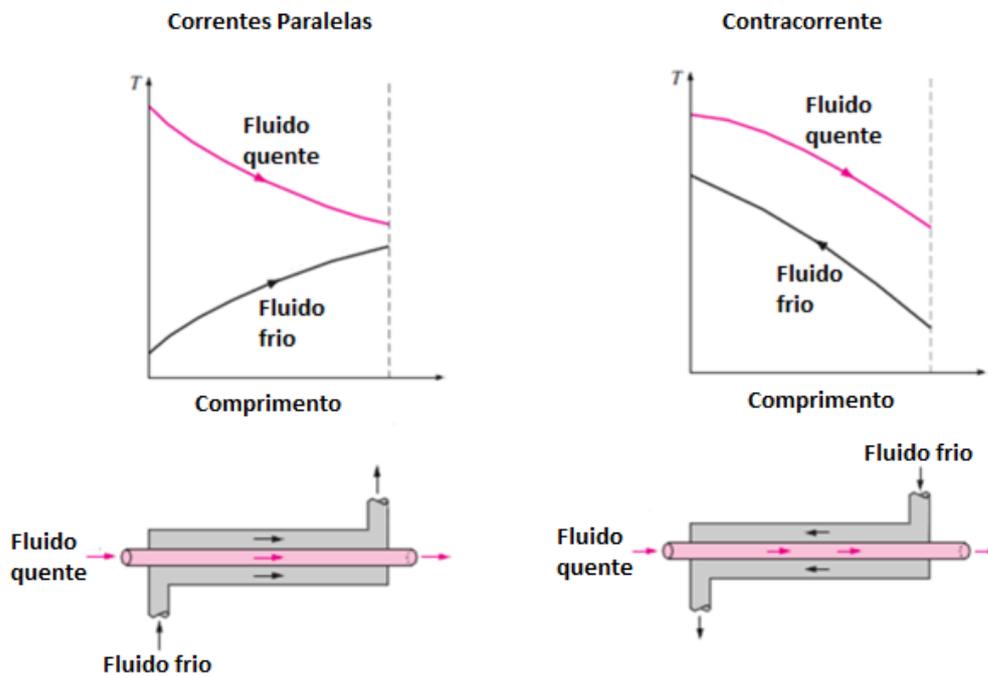
<sup>4</sup> São vazões próximas à de operação, foram escolhidas com o objetivo de apresentar as variações de temperatura nos trocadores de calor e permitir a checagem do balanço de energia.

Gráficos 10 - Temperaturas do fluido no trocador de calor A.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

Figura 25 - Variação da temperatura ao longo de um trocador de calor em contracorrente e em correntes paralelas.



Fonte: Adaptado de [63].

$$P = \dot{m} c_p \Delta T \quad (1)$$

Onde:

$P$  = Potência [W]

$\dot{m}$  = Vazão mássica  $\left[\frac{kg}{s}\right]$

$c_p$  = Calor Específico da água  $\left[\frac{J}{kg K}\right]$

$\Delta T$  = Diferença de temperatura ( $T_{final} - T_{inicial}$ )

$$LMTD = \frac{\Delta T_1 - \Delta T_2}{\ln \Delta T_1 - \ln \Delta T_2} \quad (2)$$

Onde, para contracorrente:

$$\Delta T_1 = (T_{entrada\ do\ primário} - T_{saída\ do\ secundário})$$

$$\Delta T_2 = (T_{saída\ do\ primário} - T_{entrada\ do\ secundário})$$

Para correntes paralelas:

$$\Delta T_1 = (T_{entrada\ do\ primário} - T_{entrada\ do\ secundário})$$

$$\Delta T_2 = (T_{saída\ do\ primário} - T_{saída\ do\ secundário})$$

Um resumo das temperaturas resultantes das simulações do trocador de calor A e a LMTD calculada das simulações em contracorrente e correntes paralelas são apresentadas na Tabela 9.

Tabela 9 - Resultados de temperaturas de entrada e saída do primário e secundário do trocador de calor A em regime permanente (150s) e LMTD calculada.

	Primário		Secundário		LMTD
	Entrada	Saída	Entrada	Saída	
<b>Contracorrente</b>	32,0000	29,4066	25,0000	28,7029	3,8251
<b>Correntes Paralelas</b>	32,0000	29,6726	25,0000	28,3228	3,4328

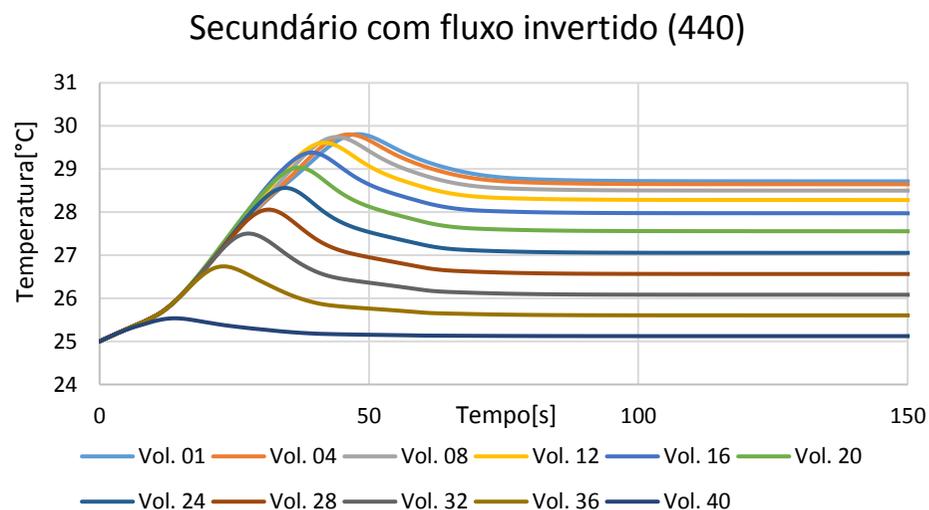
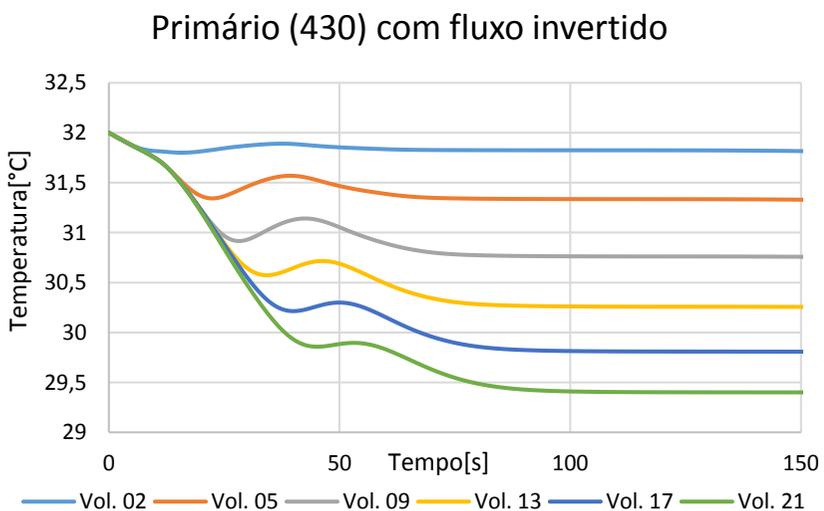
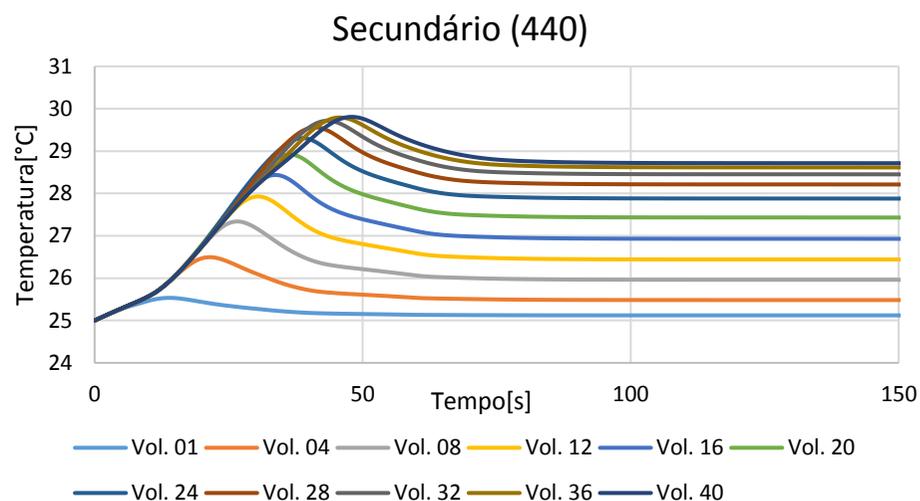
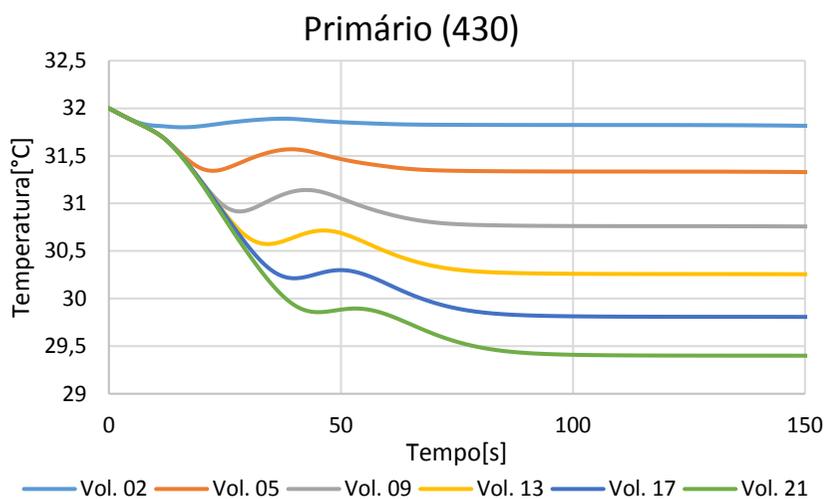
Fonte: Autor. \*Valores em [°C]. \*\*Devido às pequenas diferenças de temperatura, o uso de 4 casas decimais faz-se necessário para a obtenção de uma LMTD mais precisa.

Os resultados apresentados corroboram a maior eficiência do trocador de calor em contracorrente, sendo que a avaliação de redução de temperatura do primário (a) apresentou-se 11,43% mais eficiente. A avaliação de aumento de temperatura do secundário (b) mostrou-se 11,44% maior para o uso em contracorrente. A avaliação da LMTD resultou em maior eficiência de 11,43% para contracorrente.

As simulações de verificação do trocador de calor B foram realizadas de modo semelhante, e os resultados são apresentados no conjunto de Gráficos 11. Ao contrário do que ocorre no trocador de calor A, no primeiro caso do equipamento B percebe-se reduções de temperatura do primário ligeiramente maiores nos volumes iniciais (volumes 02, 05, 09 e 13 do componente 430) seguida de diferenciais menores de temperatura ao final do primário (volumes 16 e 21 do componente 430). Esse comportamento ocorre devido ao feixe de tubos ser inicialmente em contracorrente, fazendo com que haja maior troca térmica com a parcela inicial e intermediária do secundário, volumes de 01 a 24 (inicialmente com a menor temperatura de entrada de 25°C) seguido de pouca troca térmica com na parte final (volumes de 28 a 40 do componente 440) do secundário, já aquecidos, onde a diferença de temperatura é bem menor.

Já no segundo caso do trocador de calor B com fluxo invertido, observa-se que não há alteração das temperaturas do primário conforme esperado, tendo em vista que a troca de calor com o secundário ocorre de forma idêntica ao primeiro caso, enquanto que no secundário ocorre apenas a inversão das temperaturas ao longo dos volumes.

Gráficos 11 - Temperaturas do fluido no trocador de calor B.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

Desta forma podemos verificar que as estruturas de calor inseridas no código para o acoplamento entre os canais de escoamento primário e secundário de ambos os trocadores de calor foram elaboradas de forma correta.

## 4.2 - Simulações Específicas

Foram realizadas três simulações de situações específicas para serem avaliadas: uma simulação operacional de longa duração com o objetivo de comparar os valores de temperatura nos principais pontos dos circuitos primário e secundário, uma simulação na qual ocorre a perda de circulação do secundário e aquecimento da piscina e, por fim, uma simulação de perda lenta de circulação do primário. Essas três simulações visam analisar a abrangência da capacidade do modelo elaborado.

### 4.2.1 - Simulação de Operação de Longa Duração

A primeira simulação com o modelo completo aborda uma condição operacional padrão, de longa duração com o objetivo de comparar os resultados obtidos com o modelo RELAP e os valores operacionais do reator. A simulação utilizou o trocador de calor B, assim como os principais dados das condições iniciais inseridas no modelo são idênticos a valores da operação e estão apresentados na Tabela 10.

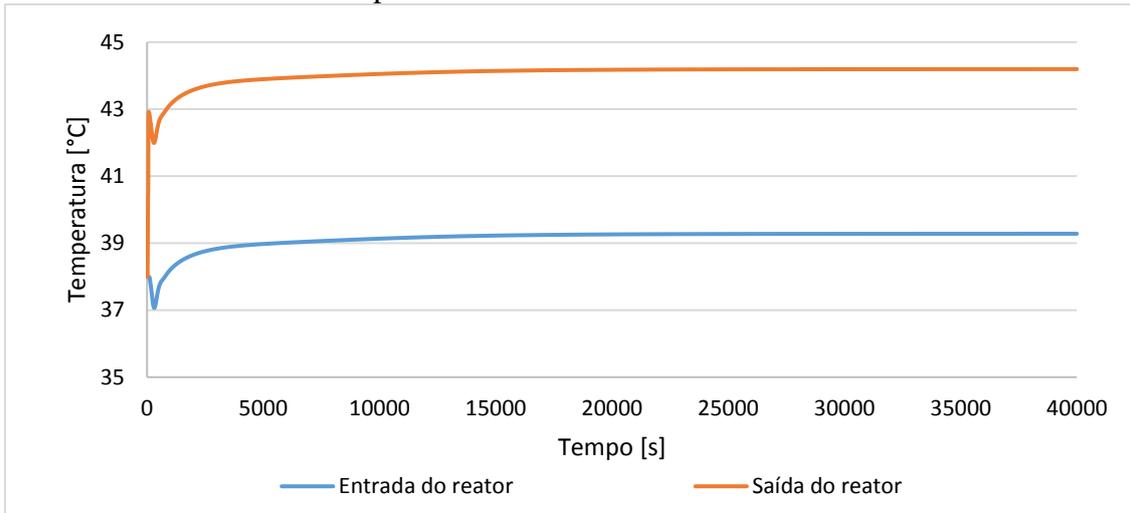
Tabela 10 – Dados iniciais de simulação de operação padrão do IEA-R1.

<b>Descrição</b>	<b>Valor</b>
Potência do reator	4,5[MW]
Temperatura inicial da piscina	38[°C]
Vazão do primário	219,23[kg/s]
Vazão do secundário	170,34[kg/s]
Temperatura inicial do secundário	31[°C]
Tempo total de simulação	40000[s]

Fonte: Autor.

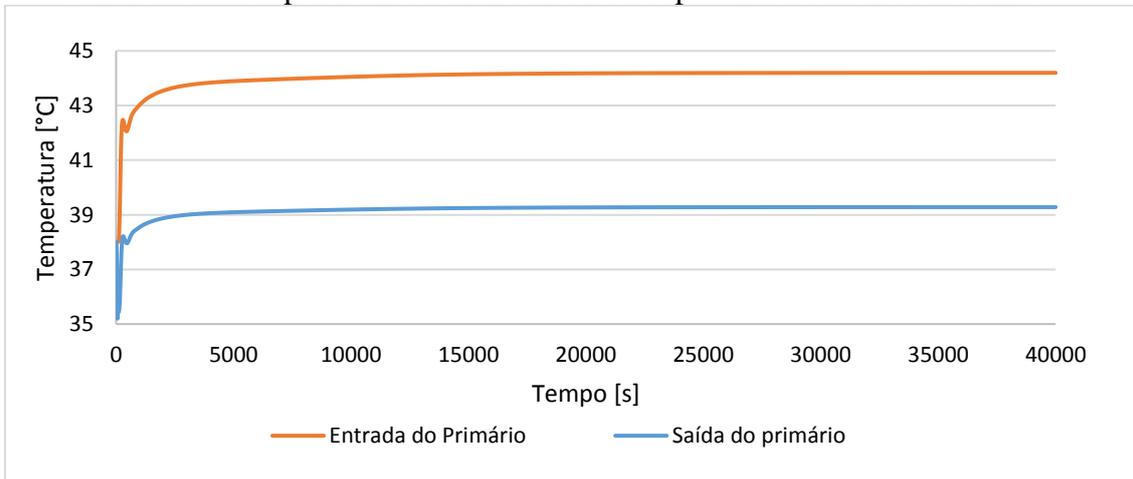
As bombas do primário e do secundário, assim como o aumento da potência do reator, foram ajustados para atingir seus valores finais em menos de 100 segundos, com rampas de crescimento simbólicas, pelo fato de o transiente inicial não ser de interesse nesta simulação, e sim os valores finais de temperatura, apresentados no Gráfico 12, Gráfico 13 e Gráfico 14.

Gráfico 12 - Temperaturas de entrada e saída do núcleo do reator.



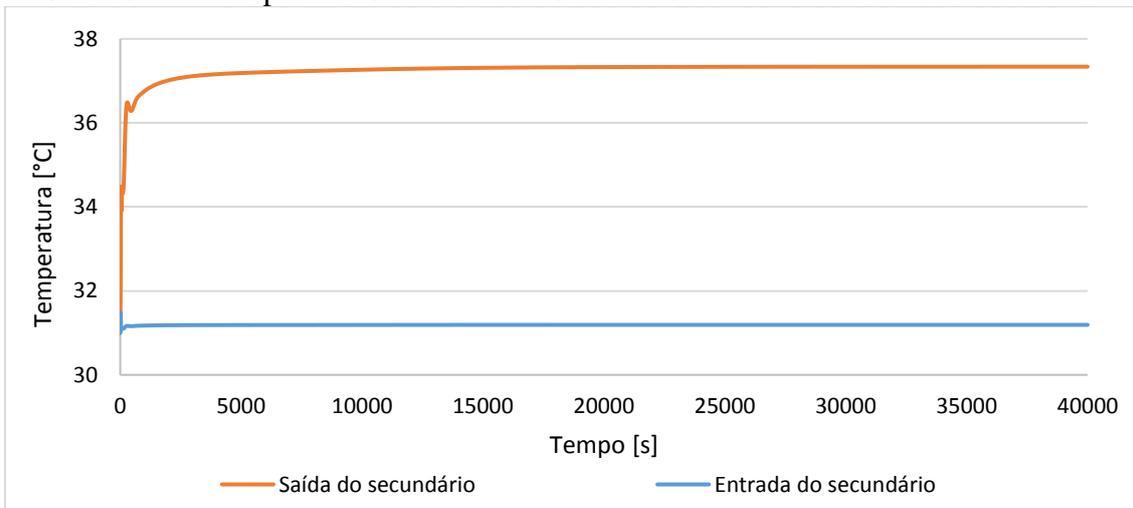
Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

Gráfico 13 - Temperatura de entrada e saída do primário do trocador de calor B.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

Gráfico 14 - Temperaturas de entrada e saída do secundário do trocador de calor B.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

Os resultados da simulação foram compilados e são apresentados na Tabela 11, onde é possível comparar o modelo e os resultados operacionais [64].

Tabela 11 – Dados da simulação e de operação do IEA-R1.

Variáveis	RELAP [°C]	Dados de operação [°C]	Variação
Temperatura de saída no núcleo	44,19	43,4	1,8%
Temperatura de entrada no núcleo	39,28	38,7	1,5%
Variação de Temperatura ( $\Delta T$ )	4,91	4,7	4,5%
Temperatura de entrada do primário no trocador de calor B	44,19	*	-
Temperatura de saída do primário no trocador de calor B	39,28	38,6	1,8%
Temperatura de entrada do secundário no trocador de calor B	31,19	31,2	0,0%
Temperatura de saída do secundário no trocador de calor B	37,34	37,5	-0,4%

Fonte: Autor. \*Dado não coletado durante a operação.

Um fator limitante do modelo é que a temperatura de entrada no trocador de calor do secundário é fixa (não foi objetivo deste trabalho elaborar o circuito secundário contendo as torres de resfriamento), ao passo que durante a operação do reator a temperatura de entrada do secundário varia consideravelmente ao longo do dia e ao longo do ano, tendo em vista que as torres de resfriamento trocam calor com o meio externo. Este fator também faz com que o sistema real, ao contrário da simulação, nunca entra plenamente em equilíbrio pelo fato de a temperatura de resfriamento do secundário estar em constante mudança e o volume total de água do sistema ser muito grande, fazendo com que as temperaturas oscilem em torno de valores próximos ao equilíbrio.

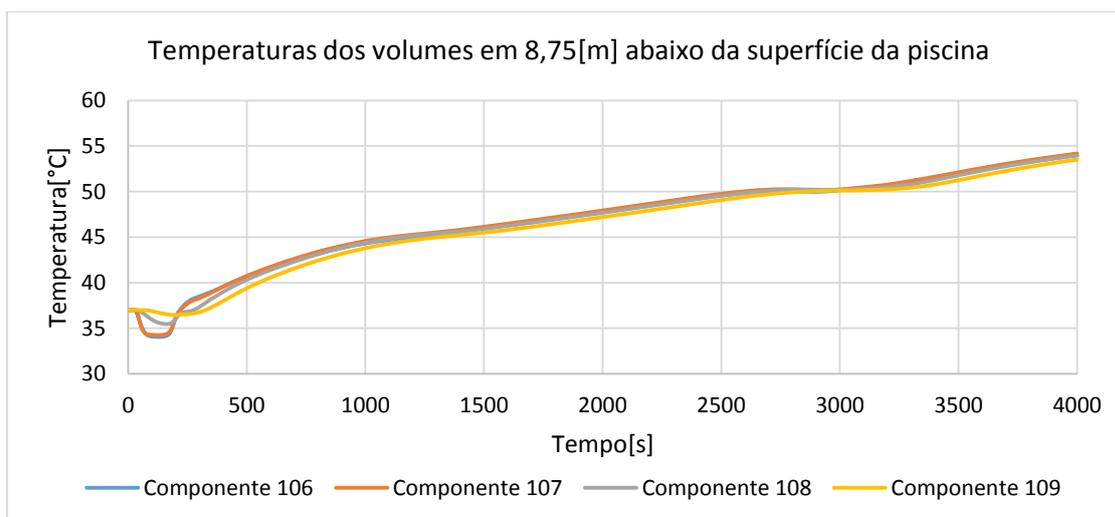
Outra dificuldade inerente à comparação é que as pequenas variações observadas podem ser oriundas de erros de medidas dos sistemas de instrumentações, a despeito de que todos eles são periodicamente calibrados, e de um conjunto de condições que não são possíveis de serem modeladas (ou não foram), tal como o aquecimento dos equipamentos e pequenas perdas de calor ao longo de toda tubulação, aquecimento devido ao bombeamento, entre outros.

#### 4.2.2 – Simulação de Perda de Circulação do Secundário

Foi realizada uma simulação utilizando os parâmetros operacionais de potência de 4,5MW, vazão de circulação principal de 219kg/s temperatura inicial da piscina em 37°C, valor relativamente próximo ao limite de acordo com a referência [52], mas ainda dentro do permissível, com perda de vazão do secundário aos 180 segundos da simulação. O objetivo foi verificar a homogeneização das temperaturas em diferentes alturas da piscina, assim como avaliar o tempo para o aquecimento da mesma. Evidentemente, trata-se de situação não crível pelo fato de haver inúmeros meios e tempo suficiente para os operadores observarem a ocorrência e agirem para desligamento do reator.

O Gráfico 15 e Gráfico 16 mostram que a temperatura da parte inferior e ao redor do núcleo do reator ultrapassa o valor crítico de 48°C em menos de 3000 segundos. Também se verifica uma boa homogeneização das temperaturas na parte mais profunda da piscina, pelo fato de esta parte receber o fluido de retorno pelo difusor (via componente 108), porém o mesmo já não ocorre na altura de 7,4m abaixo da superfície, na altura do reator, onde há uma diferença considerável da ordem de 4°C entre os componentes 104 e 105. Essa diferença pode ser resultado da vazão entre canais que ocorre do componente 104 para o interior do reator, fazendo com que o fluido tenha propensão de ir diretamente do difusor para este componente.

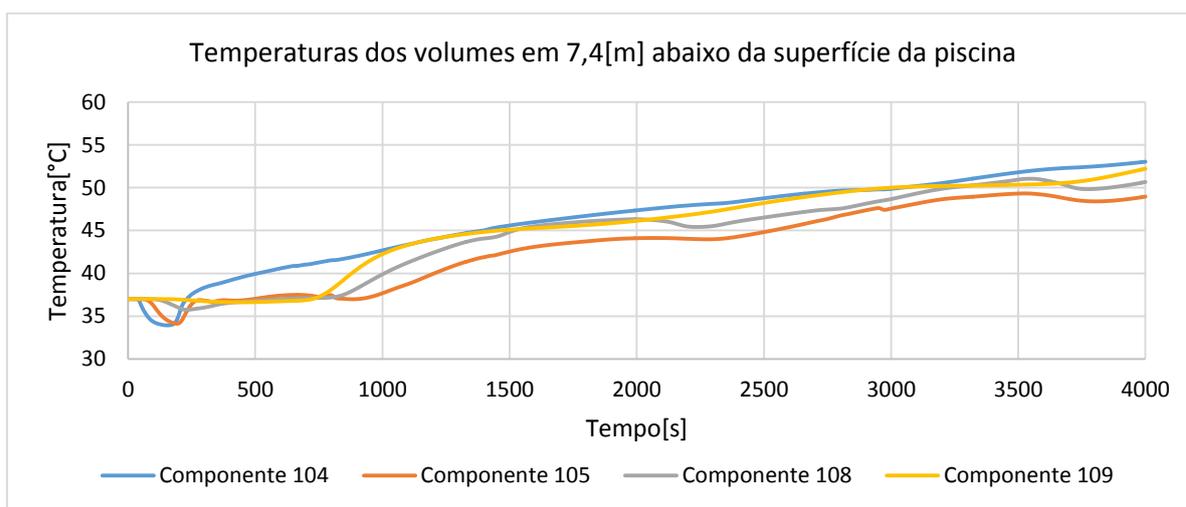
Gráfico 15 – Temperaturas do fundo da piscina após perda do secundário.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

O modelo foi capaz de apresentar no Gráfico 15 e Gráfico 16 o aumento significativo do aquecimento dos componentes após a perda do secundário, onde ocorre um aumento de temperatura mais rápido nos componentes menores, como o 104, 105, 106 e 107, enquanto que o aumento dos componentes 108 e 109 são mais lentos pelo fato de serem volumes maiores.

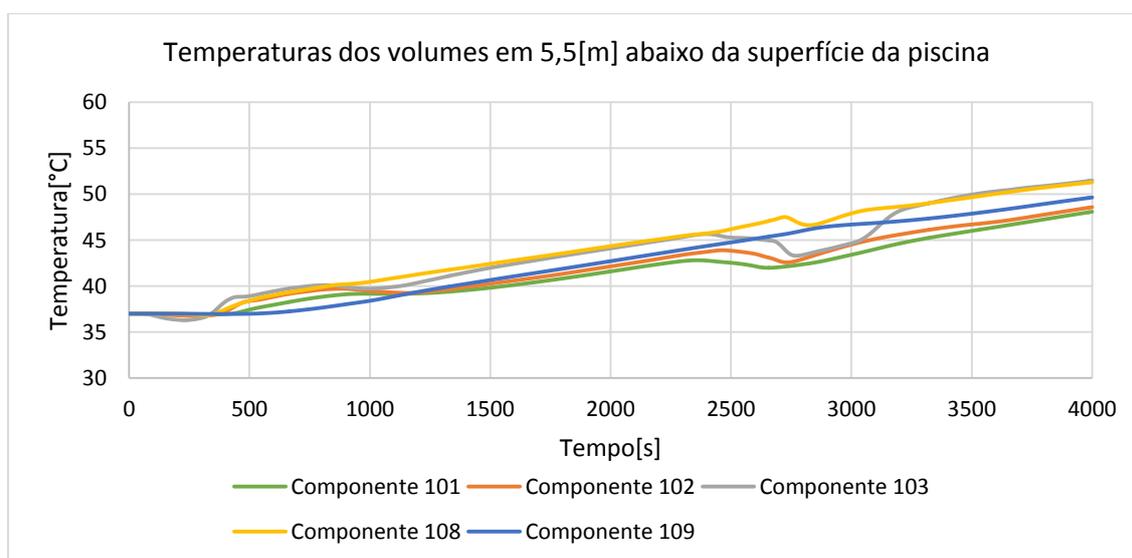
Gráfico 16 - Temperaturas da piscina na altura do reator após perda do secundário.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

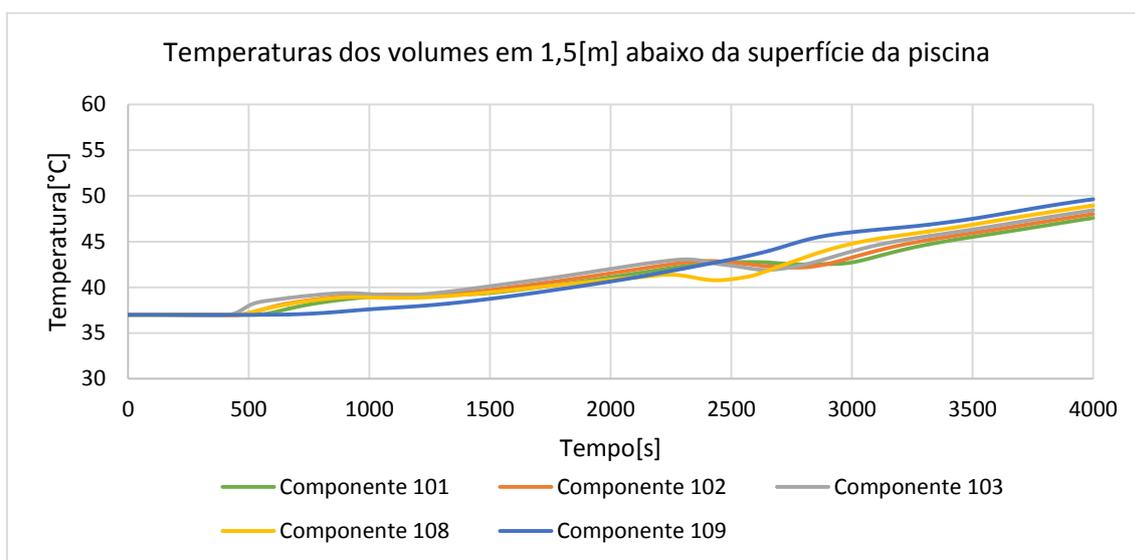
A diferença de temperatura entre componentes se reduz na altura 5,5m abaixo da superfície, caindo para 3,2°C nessa faixa ao fim da simulação, conforme apresentado no Gráfico 17, enquanto o Gráfico 18 apresenta uma diferença de temperaturas ainda menor entre os componentes desta altura, apenas 2°C, com média aproximada de 49°C.

Gráfico 17 - Temperaturas da piscina acima do reator após perda do secundário.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

Gráfico 18 - Temperaturas da piscina próximas à superfície.



Fonte: Autor (com resultados de simulação do RELAP).

O modelo também foi capaz de apresentar as diferenças de tempo para o início do aquecimento nas diferentes alturas da piscina. O Gráfico 17 mostra o início do aquecimento nesta altura da piscina na ordem dos 400 segundos, assim como a ocorrência de tal aumento inicialmente nos componentes 102, 103 e 108, que estão mais próximos ao difusor (108), enquanto que o componente 109 tem aquecimento significativo apenas a partir de 600 segundos. Comportamento similar ocorre na parte superficial da piscina apresentada no Gráfico 18, onde o aquecimento tem início pouco antes dos 500 segundos e o maior componente, o 109, leva maior tempo para aquecer.

#### 4.2.3 - Simulações de Perda Lenta de Circulação do Primário

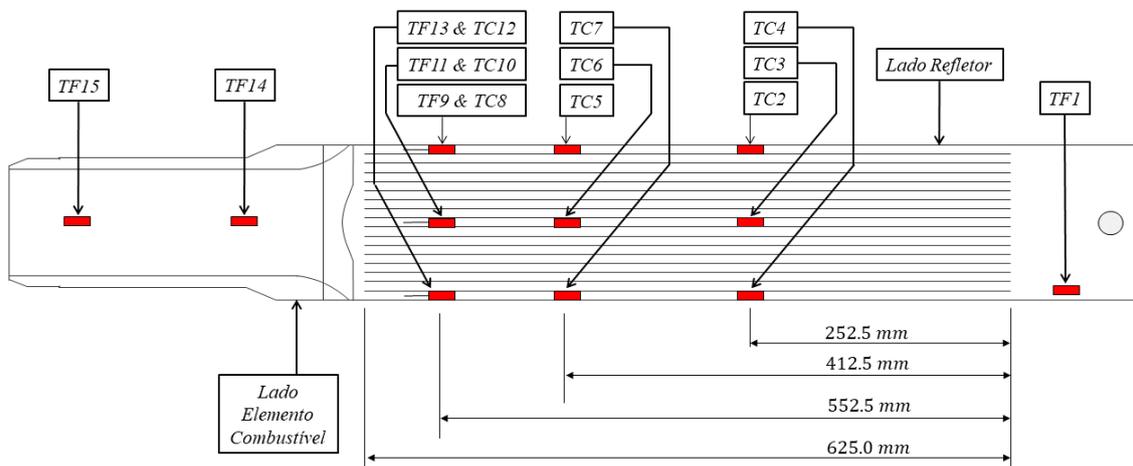
Trata-se de um transiente de grande interesse para a análise de segurança porque dentre os transientes de maior gravidade do IEA-R1, este possui maior probabilidade de ocorrência. Neste tipo de acidente ocorre a perda lenta de vazão, ou seja, com a atuação do volante de inércia da bomba de circulação principal (em inglês: SLOFA - *Slow Loss Of Flow Accident*). Este evento pode ocorrer, por exemplo, em uma eventual perda de energia elétrica, sem o acionamento dos diversos dispositivos de segurança como *no-brake* e gerador de energia a diesel existentes para o sistema do IEA-R1.

Foi realizado em 2010 um procedimento experimental de perda lenta de vazão com a utilização de um elemento combustível instrumentado (IFA – *Instrumented Fuel Assembly*) desenvolvido por [65], cujos resultados experimentais estão disponíveis na

referência [58]. Neste sentido, a referência [66] fornece mais detalhes técnicos sobre o núcleo do reator IEA-R1, dados geométricos e materiais que permitem a elaboração de um modelo computacional da instalação para possibilitar a simulação dos experimentos.

O IFA possui 15 termopares distribuídos em diferentes alturas, conforme apresentado na Figura 26, sendo dois no bocal de saída para obtenção da temperatura do fluido (TF), um na entrada também para obtenção da temperatura do fluido, três termopares para medição de temperatura no revestimento (TC) em três diferentes canais, um canal central, um canal lateral do lado do elemento refletor e um canal lateral do lado de outro elemento combustível. Outros três termopares são usados para medir a temperatura do fluido na parte inferior do elemento (TF9, TF11 e TF13).

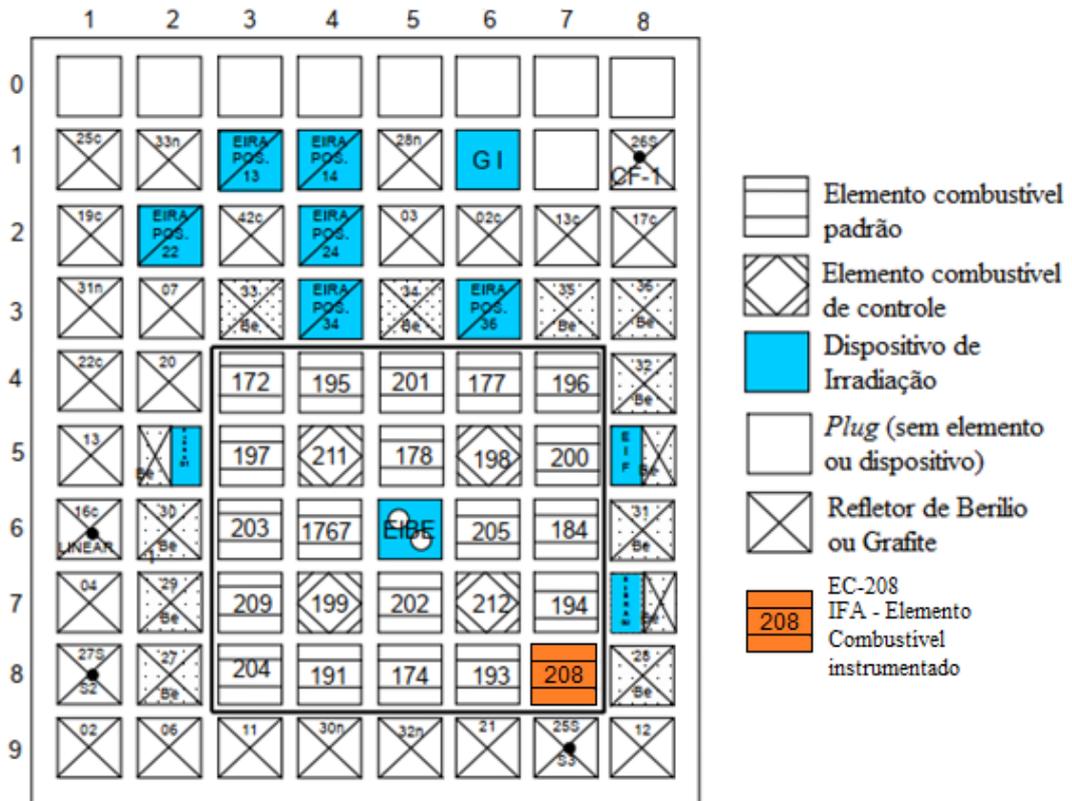
Figura 26 - Elemento combustível instrumentado (IFA).



Fonte: Referência [39].

O experimento foi realizado com a configuração 243 de núcleo de reator, apresentada na Figura 27, com o elemento instrumentado localizado na posição 208. Assim como a configuração 264 (Figura 3), utilizada como base para elaboração deste modelo, essa configuração contém seis EIRAs e dois EIBRAs, desta forma, não foi necessário alterar a área de escoamento do componente 121. Também não há alterações geométricas significativas relacionadas à área de escoamento dos canais, espessura das placas combustíveis, coeficientes de perda de carga, entre outras que foram usadas para elaboração dos componentes 110 (383 canais), 130 (um canal), 120 (24 canais entre elementos) e 122 (frestas).

Figura 27 - Configuração 243 do núcleo do reator IEA-R1 para o acidente de perda de vazão lenta.



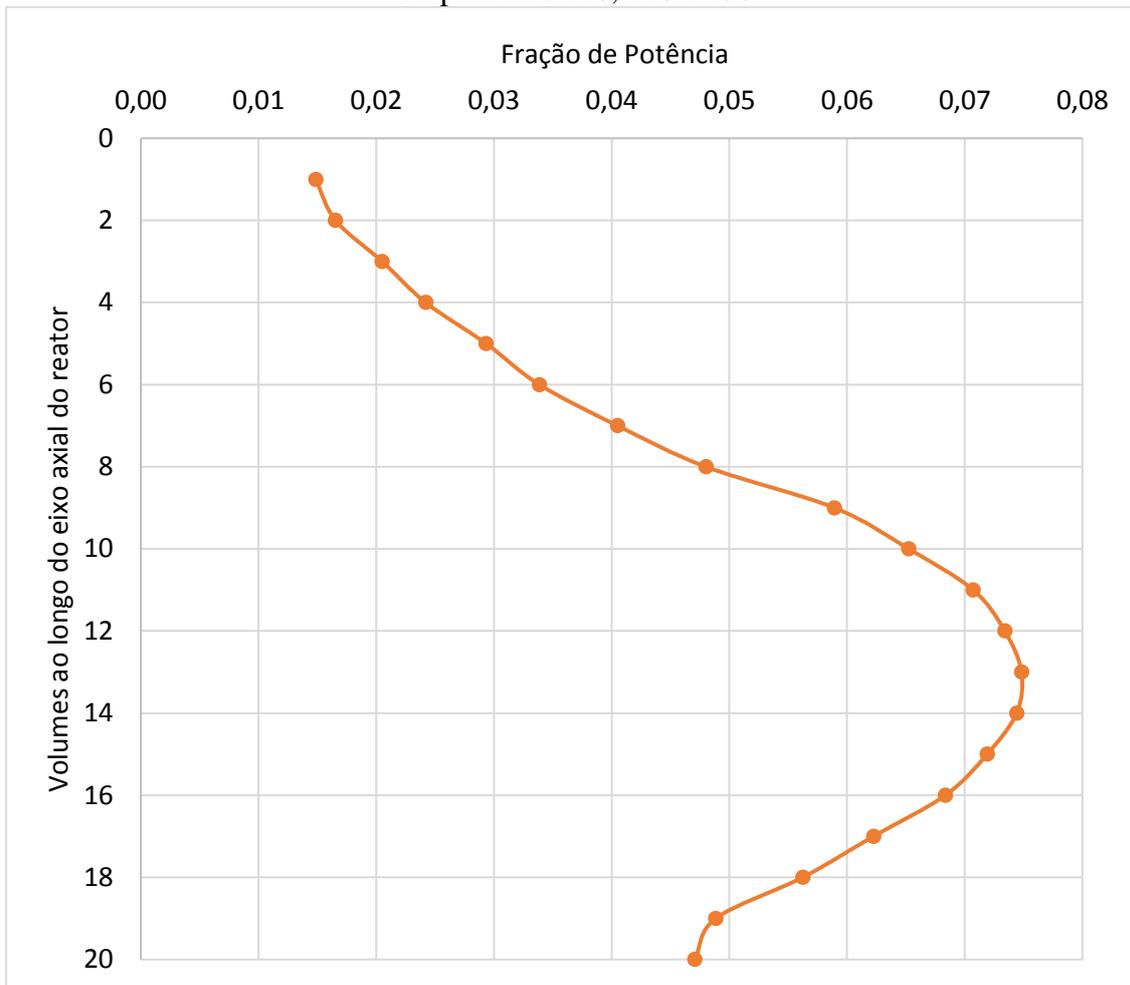
Fonte: Referência [66]

Por outro lado, o fato das medições do experimento terem sido realizadas na posição 87 (EC-208) altera significativamente a distribuição de potência, por esse motivo, o componente 130 que foi modelado inicialmente como representativo de um canal mais quente teve seus fatores de potência modificados para representar o canal central do elemento instrumentado, contendo os termopares TC3, TC6 e TC10, assim como as temperaturas de entrada e saída do fluido que serão analisadas a seguir.

Aos volumes do componente 130, foram atribuídos uma nova distribuição de fração de potência adaptada dos fatores de potência axial do IFA (Figura 28), de tal forma que tais fatores são posteriormente multiplicados pela fração da potência total representativa do canal central do IFA, apresentado na Tabela 12.

O modelo deste trabalho, tal como foi concebido, não permite a avaliação conjunta dos outros canais do elemento instrumentado, lado do refletor e lado dos elementos combustíveis, para tanto seria necessário a introdução de mais dois componentes ao modelo do reator.

Figura 28 - Distribuição das frações axiais de potência ao longo dos 20 volumes dos componentes 110, 120 e 130.



Fonte: Autor com dados adaptados das referências [52] e [66].

Tabela 12 - Distribuição de potência total entre os componentes 110, 120 e 130 para o experimento de perda de vazão.

<b>Componente</b>	<b>110</b>	<b>120</b>	<b>130</b>
<b>Nº de placas equivalentes</b>	383,11	24	0,89
<b>Fração da potência total</b>	0,938995	0,058824	0,002181

Fonte: Autor.

A distribuição de potência axial do SLOFA foi adaptada para os 20 volumes do componente 130 a partir dos dados da Tabela 13, que apresenta também o decaimento de potência total do núcleo utilizado durante a simulação.

Tabela 13 - Decaimento de potência durante o LOFA e distribuição de potência axial aplicada aos componentes do reator.

<b>Distribuição de Potência axial adaptada para o componente 130</b>		<b>Decaimento de Potência após início da perda de vazão</b>	
<b>Altura ativa [mm]</b>	<b>Média das 6 placas centrais</b>	<b>Tempo[s]</b>	<b>Potência[MW]</b>
20	0,262	0	3,5
40	0,272	4	3,5
60	0,307	5	0,2695
80	0,350	5,5	0,2625
100	0,398	6	0,2555
120	0,449	8	0,2380
140	0,504	10	0,2240
160	0,563	12	0,2135
180	0,625	14	0,2065
200	0,695	19	0,1960
220	0,779	21	0,1933
240	0,896	22	0,1909
260	1,020	23	0,1890
280	1,116	24	0,1855
300	1,189	28	0,1814
320	1,248	32	0,1750
340	1,291	36	0,1718
360	1,320	40	0,1686
380	1,335	44	0,1651
400	1,337	48	0,1570
420	1,324	50	0,1540
440	1,297	64	0,1505
460	1,257	84	0,1435
480	1,202	100	0,1363
500	1,137	150	0,1254
520	1,060	200	0,1183
540	0,976	250	0,1131
560	0,893	300	0,1087
580	0,830	900	0,1087
600	0,845		
<b>Média</b>	<b>0,89</b>		

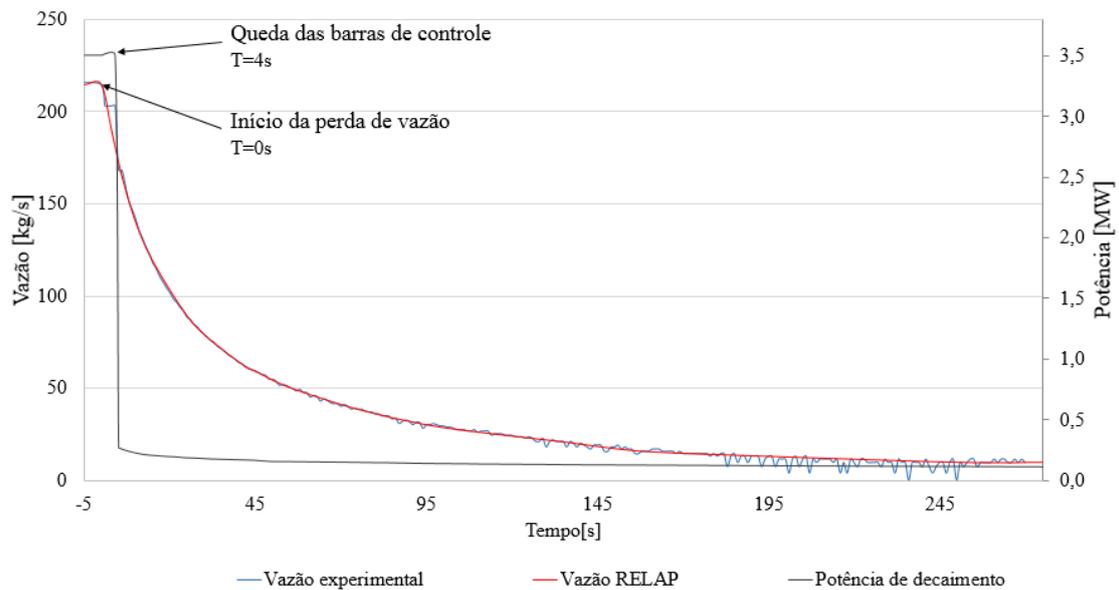
Fonte: Referência [66].

A simulação teve como condições iniciais a temperatura da piscina em 32,7°C, potência do reator de 3,5MW, vazão total do primário em regime permanente de 214,5kg/s, secundário do trocador de calor A com vazão de 170kg/s e temperatura de entrada de 30°C. Para a rampa de decréscimo de vazão da bomba principal foram

utilizados dados experimentais da referência [58] adaptados para o modelo, juntamente com a potência ao longo evento (Tabela 13) apresentados na Figura 29.

A abertura das válvulas de circulação natural foi ajustada para ocorrer em vazões abaixo de 58kg/s conforme dados experimentais e com tempo para abertura total de 2 segundos [33]. O tempo de queda das barras de controle foi estabelecido como 1 segundo [52], de tal forma que a potência do reator vai de 100% a aproximadamente 7,7% neste breve intervalo.

Figura 29 - Vazão experimental, vazão utilizada na simulação com RELAP e potência total do reator durante o evento de perda lenta de vazão.



Fonte: Autor com dados da referência [58].

A simulação foi conduzida por 900 segundos para apresentar toda a dinâmica do modelo elaborado, desde a elevação das vazões e potência, a estabilização do sistema, até o evento de perda de vazão do primário. A Tabela 14 apresenta os principais eventos ao longo de toda simulação.

Tabela 14 – Sequência de eventos para perda de vazão da bomba do circuito primário.

<b>Eventos</b>	<b>Tempo [s]</b>
Rampas de aumento das vazões do primário e secundário	0 até 60
Rampa de aumento de potência do reator até 3,5MW	0 até 150
Período de estabilização do sistema (regime permanente)	150 até 375
Início da queda de vazão	375
Início das quedas das barras de controle (SCRAM)	379
Início da abertura da válvula de convecção natural	421
Inversão de vazão no componente 110	434
Fim da simulação	900

Fonte: Autor com resultados da simulação do RELAP.

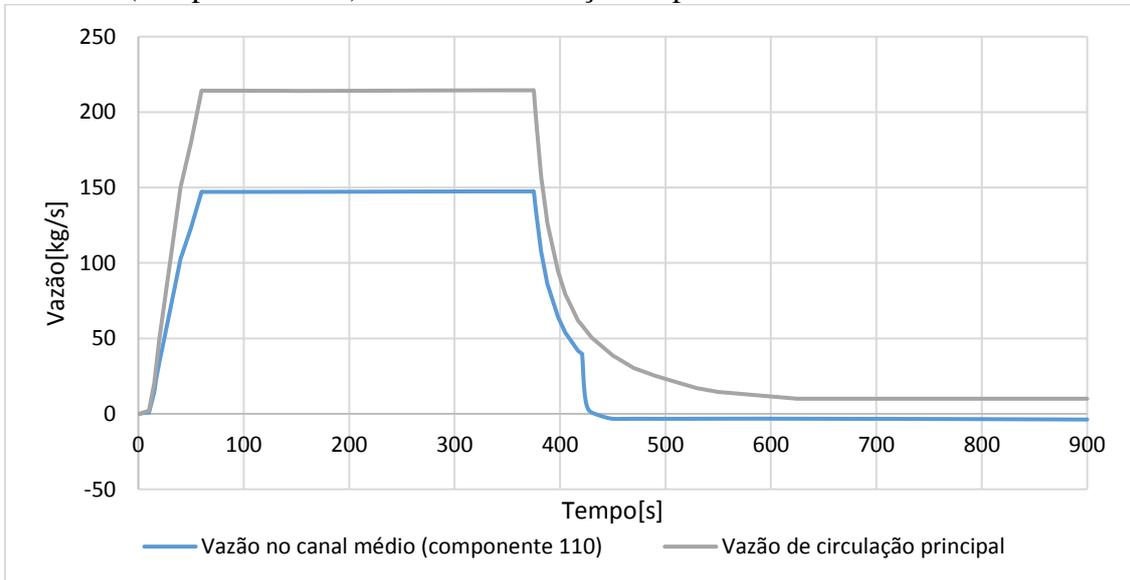
O Gráfico 19 apresenta vazão principal e a vazão do componente 110, na qual a diferença aparente no período de 60 a 375 segundos corresponde à vazão total dos demais componentes do reator (120, 121, 122 e 130).

O início da queda de vazão principal causa a redução equivalente no componente 110 até a abertura da válvula de circulação natural, período de 375 a 420 segundos. A partir da abertura da válvula de circulação natural. Após o desacoplamento da válvula, ocorre uma redução acentuada da vazão no núcleo do reator porque uma parte significativa da mesma vai diretamente para a tubulação do circuito principal. A vazão no núcleo reduz drasticamente e chega a zero em 434 segundos aproximadamente, quando se inicia lentamente a reversão do fluxo pelo núcleo do reator decorrente do aquecimento do fluido no núcleo, dando origem a circulação natural.

O Gráfico 20 apresenta as temperaturas do fluido em alturas representativas do componente 110, com temperaturas quase constantes no período de regime permanente de 150 até 375 segundos, seguido de um breve pico de 4 segundos devido à queda da vazão principal e a manutenção da potência plena do reator (3,5MW) antes da queda das barras de controle. A redução repentina da potência provoca redução brusca nas temperaturas do fluido no reator, cerca de 33°C, haja vista que ainda há vazão significativa através do reator até 421 segundos, quando ocorre a abertura da válvula de circulação natural. A partir deste momento de redução da vazão nos componentes do

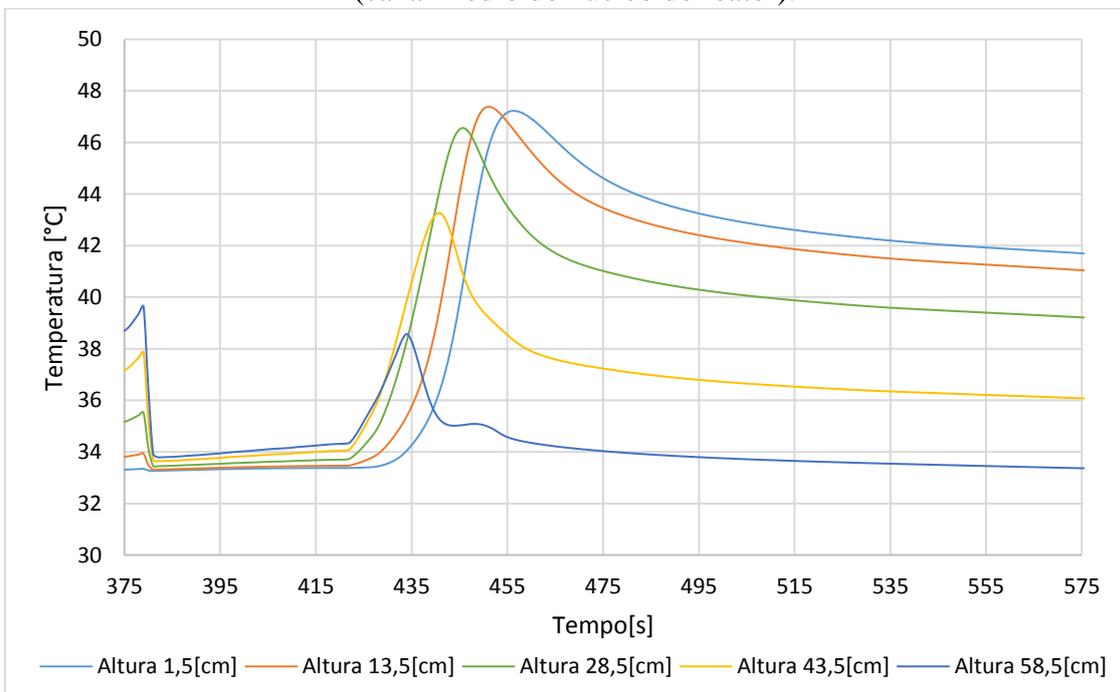
reator, há o aumento intensivo das temperaturas nos canais, chegando a atingir  $47,3^{\circ}\text{C}$  na entrada do reator após cerca de 77 segundos do início da perda de vazão.

Gráfico 19 – Vazões da bomba de circulação principal e ao longo do canal médio (componente 110) durante a simulação de perda de vazão do IEA-R1.



Fonte: Autor com resultados do RELAP.

Gráfico 20 – Temperaturas do fluido em 5 alturas representativas do componente 110 (canal médio do núcleo do reator).



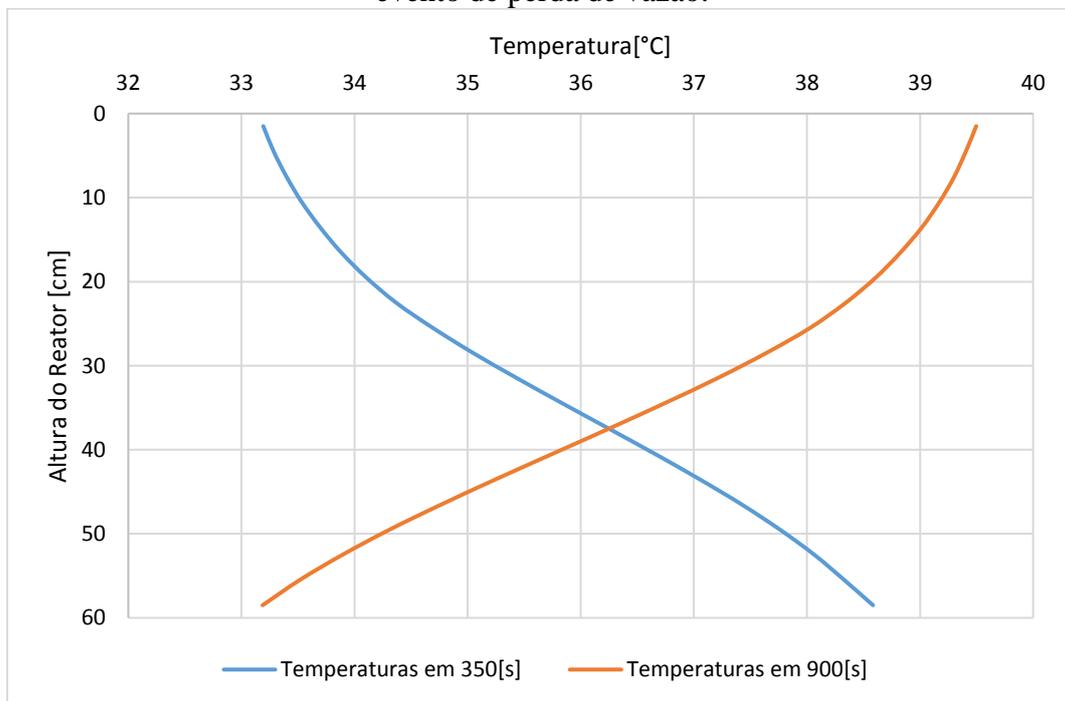
Fonte: Autor com resultados do RELAP. As alturas foram consideradas de acordo com a passagem do fluido em operação normal, ou seja, a altura 1,5cm está na parte superior do reator e a altura 58,5cm na parte inferior próxima ao cone de redução.

O aumento considerável de temperatura é consequência direta da estagnação do fluxo após a inversão, no qual o calor de decaimento aquece o refrigerante ao longo dos canais antes de estabelecer uma circulação natural totalmente desenvolvida, que ocorre próximo aos 455 segundos aproximadamente, quando o fluxo por circulação natural atinge o regime permanente, voltando a resfriar o calor residual restante de forma lenta até sua estabilização ao fim da simulação.

Também foi possível observar que as máximas temperaturas atingidas não são altas o suficiente para ocasionar evaporação do fluido refrigerante ou danos às placas combustíveis, situação potencialmente prejudicial ao reator.

O Gráfico 21 apresenta a inversão de temperatura do fluido ao longo do reator, sendo que em operação normal as temperaturas da parte inferior são mais altas e após a inversão do fluxo estes mesmos volumes passam a apresentar menores temperaturas, pois o fluido frio advindo da piscina com aproximadamente 33°C passa primeiramente por eles, representando adequadamente a fenomenologia da inversão do fluxo.

Gráfico 21 - Perfil de temperatura do fluido ao longo do componente 110 antes e após o evento de perda de vazão.



Fonte: Autor com resultados do RELAP.

Uma vez avaliado o evento de perda de vazão no componente representativo médio do reator (110), será realizada a análise do componente 130 que foi

especificamente modificado para comparações de dados experimentais resultantes do elemento instrumentado.

Estes mesmos resultados experimentais foram utilizados por sete equipes de diferentes países, a saber: Argentina (ARG), Bangladesh, Brasil, Grécia (GRE), Romênia (ROM), Coreia do Sul (KOR) e Síria (SYR), para participação de análise comparativa de diferentes códigos termo-hidráulicos como o CATHARE, MERSAT, PARET e RELAP. É importante ressaltar que todas as equipes não tinham conhecimento prévio dos resultados experimentais, de tal forma que os modelos foram elaborados a partir das informações da referência [66]. A referência [67] compila e apresenta as análises de *benchmark* realizadas, com os objetivos de dar suporte ao desenvolvimento de ferramentas inovadoras para a análise de reatores, validação dos códigos utilizados, aplicação dos códigos validados em simulações de reatores de pesquisa e comparação entre os resultados dos diferentes códigos para avaliar a confiabilidade e identificar possíveis efeitos do usuário.

A vazão do componente 130 no modelo deste trabalho foi de 0,385kg/s durante o regime permanente anterior à perda de vazão, praticamente 1/383 avos da vazão do componente 110, resultando em velocidade do fluido no canal de 1,99m/s. As equipes utilizaram dados da referência [68] com vazão total no elemento instrumentado de 22,8m<sup>3</sup>/h em todos os 18 canais (17 canais entre placas e 1 entre elementos), após a utilização de um fator de distribuição nos canais resultou nas seguintes velocidades de fluido: 2m/s no canal central (valor muito próximo ao resultado da simulação deste trabalho), 1,8m/s no canal próximo ao refletor e 1,65m/s no canal do lado dos elementos combustíveis, sendo que estes dois últimos não serão avaliados neste trabalho.

O Gráfico 22 apresenta os fluxos normalizados das simulações da Síria (com os códigos MERSAT e RELAP), Coreia do Sul (RELAP) e os resultados deste trabalho, sendo o tempo inicial equivalente ao início da perda de vazão<sup>[5]</sup>. A boa aderência entre todos os resultados é evidente até a abertura da válvula de circulação natural (aos 46 segundos), haja vista que os dados utilizados nos modelos são uma replicação aproximada dos dados experimentais, a partir de então ocorrem pequenas variações decorrentes das condições iniciais e geométricas de cada modelo. O início da reversão do escoamento

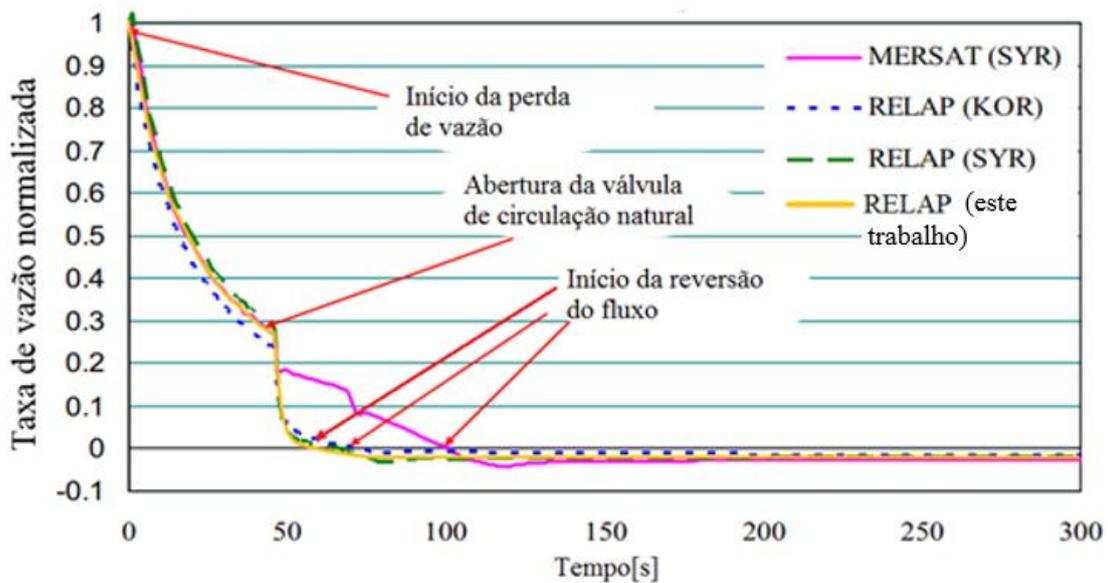
---

<sup>5</sup> Os próximos gráficos e avaliações terão como ponto de referência inicial (tempo 0) o momento de 375 segundos da simulação completa de 900 segundos. Esta modificação foi realizada porque os resultados da simulação deste trabalho foram sobrepostos em gráficos já pré-existentes com esse referencial.

obtida neste trabalho e em outros modelos de RELAP, com destaque para os modelos da Síria, Coréia do Sul e Grécia, ocorrem com antecipação em relação aos dados experimentais.

A referência [67] explica a reversão como resultado do desenvolvimento da queda de pressão total ao longo do núcleo, composta pela queda de pressão devido às perdas de carga (locais e distribuída) ao longo do canal e pressão estática da coluna de água da piscina.

Gráfico 22 – Comparação de vazões no núcleo do reator de diferentes simulações durante a perda de vazão lenta.



Fonte: Autor e referência [67].

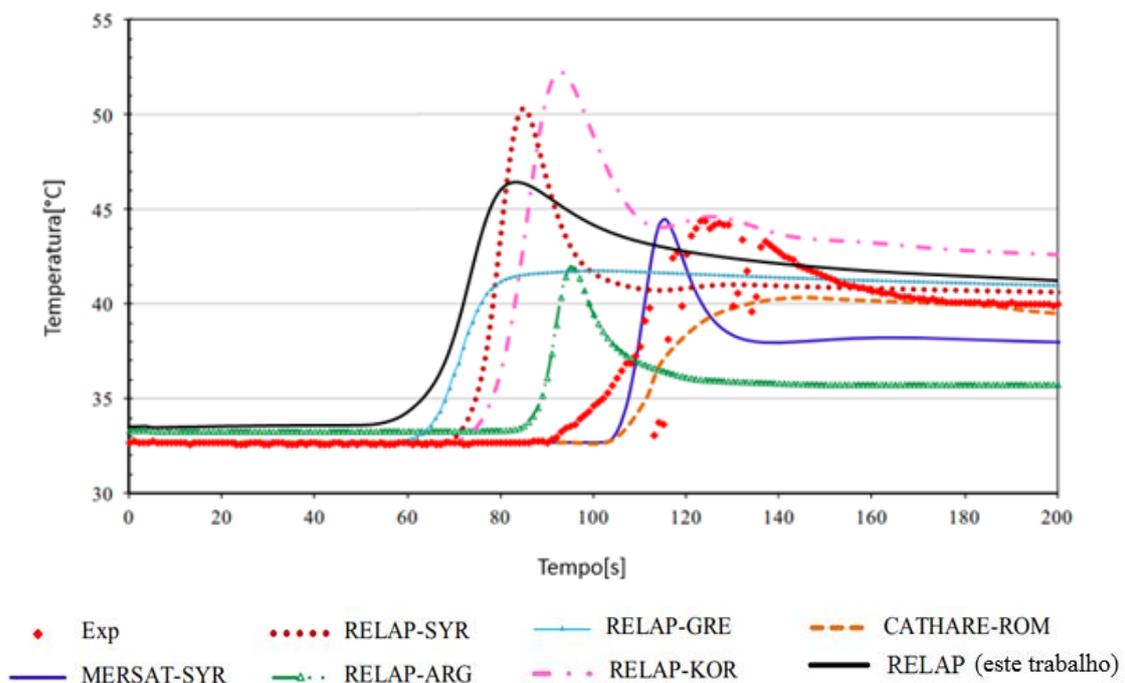
Dentre outros motivos que podem ser causa desta antecipação, três fatores são destacados:

- 1) A menor inércia térmica do modelo, que, por não contemplar um conjunto de peças, materiais e estruturas tenderia a ser aquecido mais rapidamente durante o evento de perda de vazão, antecipando o aumento das temperaturas do fluido refrigerante que provocaria a reversão antecipada da vazão no núcleo do reator observada na comparação com os dados experimentais.
- 2) Os coeficientes de perda de carga considerados no modelo podem ser superiores aos reais, o que causaria uma redução mais acentuada da velocidade do fluido nos canais do núcleo após a atuação da válvula de circulação natural, favorecendo a antecipação da reversão da vazão.

- 3) Uma possível diferença na curva de abertura da válvula de circulação natural, que talvez não seja linear e ocorra em um tempo maior que os 2 segundos considerados no modelo. Desta forma, no experimento, a bomba manteria por mais tempo a vazão descendente no núcleo do reator, retardando a reversão da vazão.

O Gráfico 23 apresenta a evolução da temperatura de entrada do elemento instrumentado, correspondente neste trabalho à entrada do componente 130, os resultados dos demais modelos e os dados experimentais. À exceção das simulações CATHARE da Romênia e RELAP da Grécia, todas as simulações foram eficazes na apresentação de um pico de temperatura antes da estabilização da circulação natural. A simulação MERSAT da Síria atingiu os resultados mais próximos dos dados experimentais, tanto com relação ao aumento de temperatura, quanto com relação ao tempo em que tal aumento ocorre, cerca de 125 segundos após o início da perda da vazão. O segundo melhor resultado foi da simulação RELAP da Argentina, com menores temperaturas que as experimentais e pico em cerca de 95 segundos. Apesar da antecipação de reversão de fluxo já comentada anteriormente, a simulação deste trabalho apresentou uma boa aderência térmica, com temperatura de pico de  $46,3^{\circ}\text{C}$  em 84 segundos, em contraste com o valor experimental de  $44^{\circ}\text{C}$ .

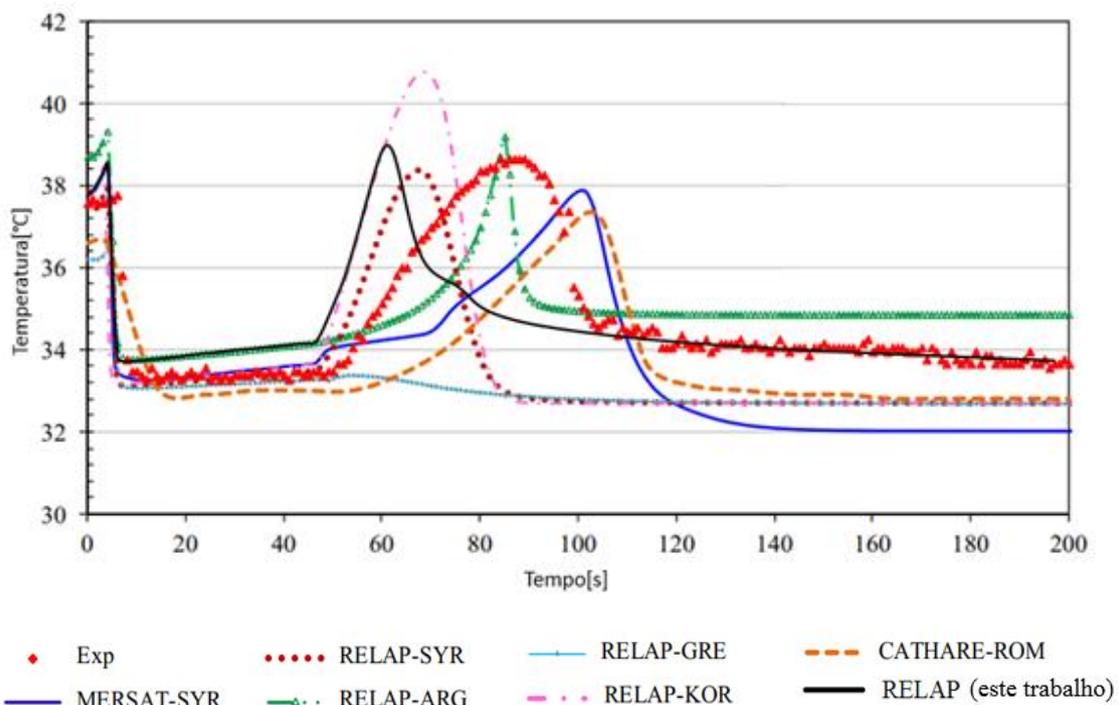
Gráfico 23 - Comparação entre dados experimentais da temperatura de entrada do fluido e resultados de diferentes modelos.



Fonte: Autor e referência [67].

O Gráfico 24 é equivalente ao anterior para a saída de fluido do elemento instrumentado (equivalente à saída do componente 130). Novamente, a simulação RELAP da Grécia não apresentou o pico de temperatura, permanecendo com temperatura acerca de 33°C. A simulação RELAP da Argentina se mostrou a mais aderente aos dados experimentais, porém com um pico incomum, não observado em nenhuma outra simulação. As simulações deste trabalho e RELAP da Síria apresentaram bons resultados com diferença de temperatura da ordem de apenas 1°C e ambos com picos antecipados com relação aos dados experimentais, ao passo que as simulações CATHARE da Romênia e MERSAT da Síria também com pequenas diferenças de temperatura mas com o pico em atraso de cerca de 15 segundos. Também é possível verificar a boa convergência final desta simulação com os resultados experimentais a partir de 110 segundos.

Gráfico 24 - Comparação entre dados experimentais da temperatura de saída do fluido e resultados de diferentes modelos.



Fonte: Autor e referência [67].

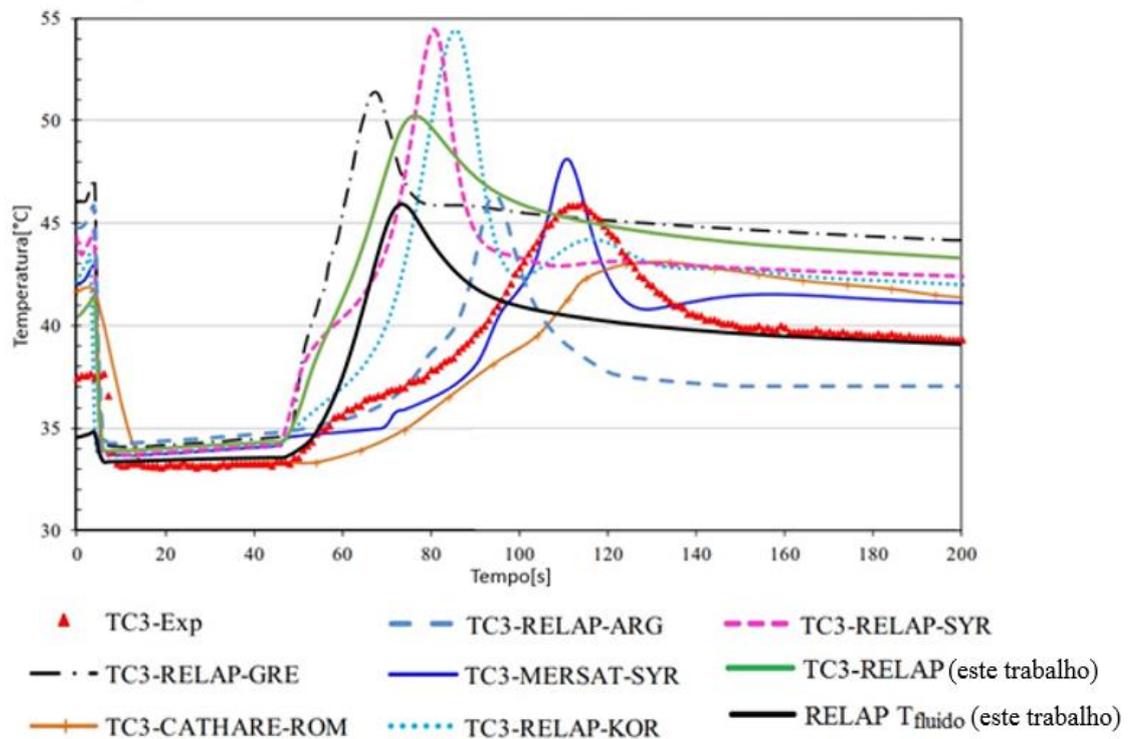
O Gráfico 25 apresenta as temperaturas de revestimento na altura 252,5mm abaixo do topo do reator. Novamente, as simulações RELAP da Argentina e MERSAT da Síria mostraram os melhores resultados, apresentando inclusive uma ondulação de temperatura durante o aquecimento similar à do experimento. As demais simulações com uso do

RELAP apresentaram valores mais altos, cerca de 8°C para equipe da Síria e Coréia do Sul, 6°C para a equipe grega e 4°C para este trabalho.

Os termopares utilizados para medição do revestimento são montados (encapsulados) em pastilhas cilíndricas de alumínio com 10mm de diâmetro e 3mm de altura, logo, há a premissa que, a despeito da boa interferência de montagem entre o termopar e as placas combustíveis com excelente condução térmica dos materiais (alumínio), as temperaturas medidas pelos termopares sofrem interferência da temperatura do fluido, resultando em uma medida composta entre a temperatura do fluido e do revestimento.

Por esse motivo, também foi adicionado ao Gráfico 25 a temperatura do fluido na altura 252,5mm do componente 130 com o objetivo de se avaliar se a temperatura do refrigerante se aproxima mais dos resultados experimentais, fato que se mostrou verdadeiro para esta simulação, atingindo praticamente a mesma temperatura de pico de 46°C, porém com a defasagem temporal de aproximadamente 40 segundos, seguido de boa convergência após 160 segundos.

Gráfico 25 - Comparação entre dados experimentais da temperatura do revestimento TC3 (252,5mm) e resultados de diferentes modelos.



Fonte: Autor e referência [67].

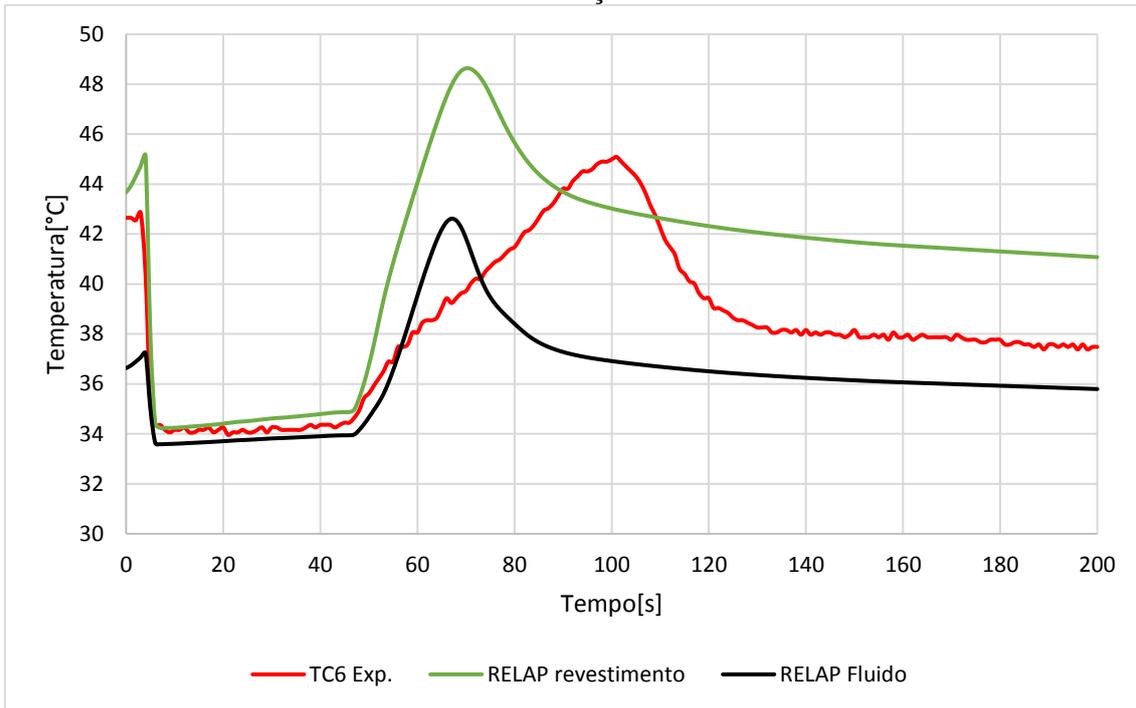
A referência [67] analisou os outros dois canais do elemento instrumentado, as temperaturas TC7 na posição 412,5mm (lado do refletor) e TC8 na posição 552,5mm (lado dos elementos combustíveis), comparação esta que não é possível de ser realizada com o modelo deste trabalho. Por esse motivo, o Gráfico 26 e Gráfico 27 apresentam a avaliação exclusivamente com os dados experimentais e os resultados da simulação deste trabalho para as temperaturas TC6 e TC10, referentes ao canal central representado pelo componente 130 do modelo.

De maneira análoga à avaliação do TC3, foram plotados os valores de temperatura do revestimento e do fluido para verificar qual se aproxima mais dos valores experimentais. Na altura do termopar TC6 há diferença de 3,6°C entre a temperatura do revestimento e a experimental com defasagem de 31 segundos de pico a pico, enquanto a diferença do resultado do fluido é de 2,6°C, porém com uma defasagem um pouco maior, de 34 segundos de pico a pico.

Na altura 552,5mm ocorre o inverso, há uma maior aproximação entre os valores de temperatura simulada do revestimento e a experimental, com diferença de apenas 0,2°C com atraso de 26 segundos entre os picos, enquanto a diferença entre a temperatura simulada do fluido e a experimental chega a 3,7°C com atraso de 30 segundos.

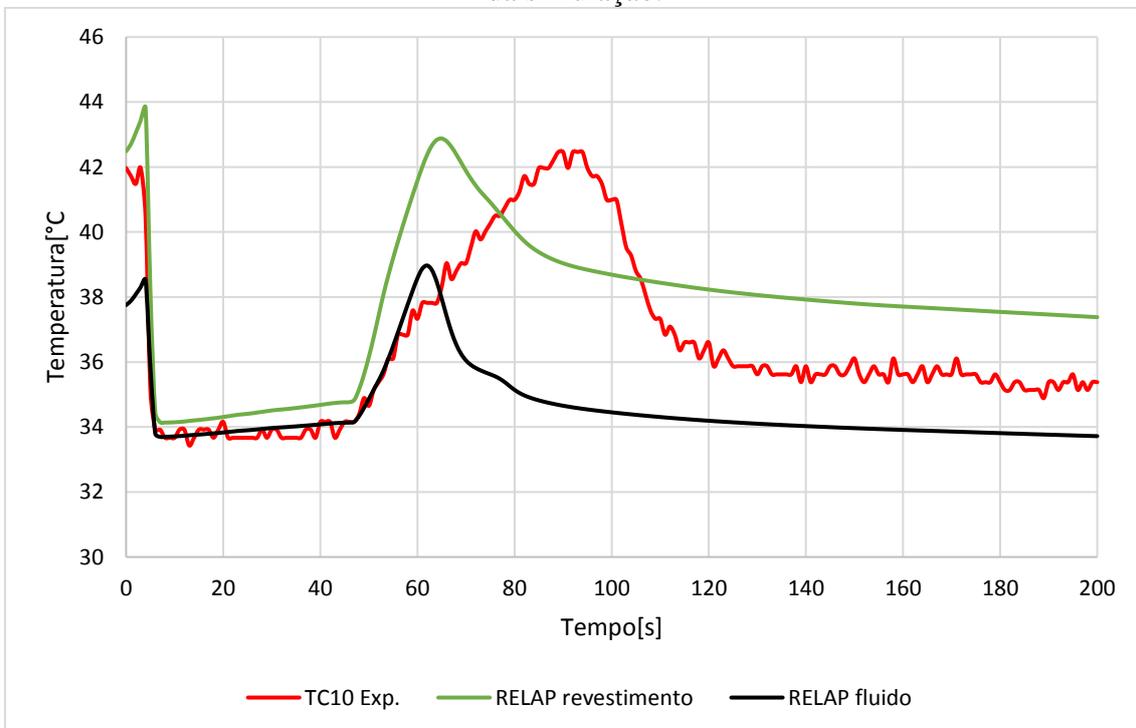
Esse efeito de aproximação entre a temperatura experimental e as temperaturas do fluido na parte superior do reator pode ser explicada por uma combinação de dois fatores, o primeiro é que as temperaturas do fluido na parte inferior são menores porque o fluido advindo da piscina ainda está em aquecimento, o segundo é que os fatores de potência axiais são maiores na parte inferior do reator.

Gráfico 26 - Comparação entre dados experimentais TC6 (412,5mm) e os resultados da simulação.



Fonte: Autor e dados experimentais [58].

Gráfico 27 - Comparação entre dados experimentais TC10 (552,5mm) e os resultados da simulação.



Fonte: Autor e dados experimentais [58].

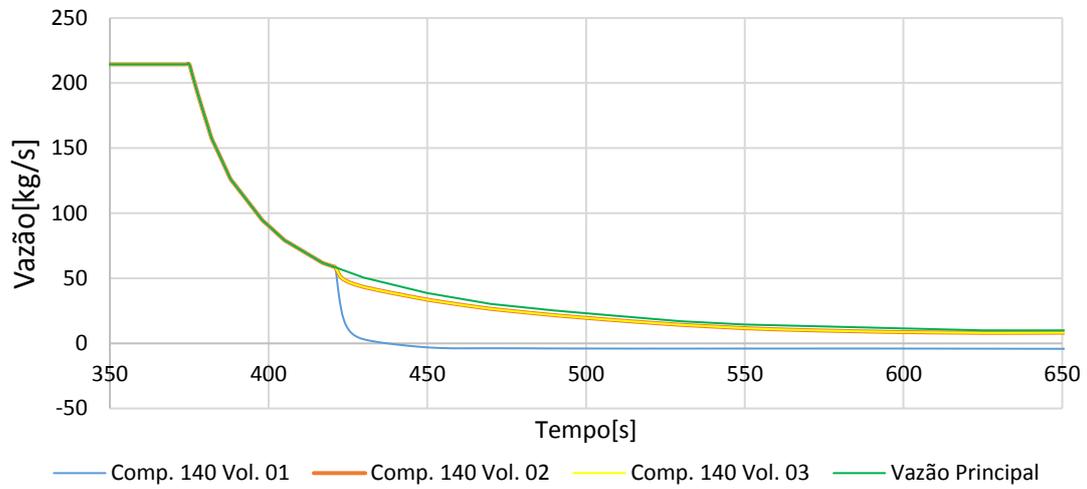
De uma maneira geral, este modelo e a maioria dos demais elaborados por equipes internacionais foram efetivas para prever a evolução das temperaturas, tanto do fluido quanto do revestimento, durante o evento de perda de vazão lenta do primário.

Uma avaliação específica da vazão através da válvula de circulação natural deste modelo é apresentada no Gráfico 28. O objetivo da utilização de dois componentes (185 e 186 tipo VALVE) pra representar a válvula real, com aumento significativo da área de passagem de fluido (equivalente à área cilíndrica formada após a queda), era permitir uma maior passagem de fluido remanescente do bombeamento após o início de perda de vazão através da abertura inferior (componente 186) sem interferência na entrada de fluido pela parte superior (componente 185).

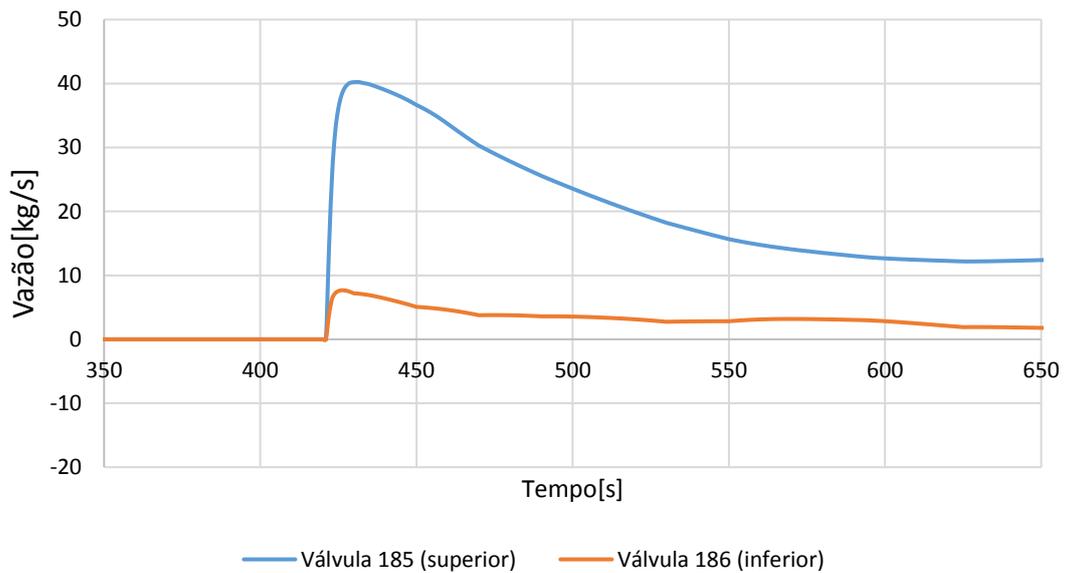
A expectativa era a de que esta adaptação faria com que maior parte da vazão descendente para o primário fluísse através do componente 186 para que o componente 185 permitisse a vazão ascendente resultante da circulação natural sem grandes interferências. Porém, observa-se que a vazão através da válvula superior é muito maior devido à sua área, tanto para a vazão ascendente quanto para a descendente, sendo ela a maior responsável pela passagem de vazão descendente, conforme apresentado no Gráfico 28, onde as vazões do componente 140 volumes 2 e 3 somam-se à pequena vazão do componente 186 para totalizar a vazão principal. Também é possível concluir que a vazão ascendente não sofre a interferência da descendente, haja vista que ocorre a antecipação da inversão do fluxo em comparação aos resultados experimentais e de outras simulações.

Gráfico 28 - Vazões no cone de redução, válvula de circulação natural e início da tubulação do primário.

Vazões em diferentes alturas do cone de redução (componente 140)



Vazões através da válvula de circulação natural



Fonte: Autor.

## 5 - CONCLUSÕES

A experiência adquirida durante a execução deste trabalho permite concluir que a elaboração de um modelo termo-hidráulico minimamente complexo com o código RELAP requer conhecimento em três frentes: o primeiro está relacionado ao sistema a ser modelado, no caso o IEA-R1, cujo funcionamento deve ser entendido e do qual uma grande gama de informações deve ser coletada dos sistemas a serem elaborados para alimentar com dados de entrada o código RELAP, assim como também se faz necessário a obtenção de dados relativos aos transientes a serem simulados.

O segundo está relacionado ao uso do código RELAP, que necessita de capacitação com vistas à compreensão do funcionamento do código, principais componentes, limitações e funcionamento, necessidades de dados de entrada (“*inputs*”) e condições de contorno mínimas para executar o modelo no código. É altamente recomendável a abordagem de elaboração utilizada neste trabalho, que consiste na introdução parcial dos componentes com uso de sumidouros (TMDPVOL) e simulações de teste. Por exemplo, foi inicialmente colocado apenas uma coluna de água de 7m acima do reator e realizada uma simulação prévia para verificar seu funcionamento, e assim foi sendo construído todas as demais partes e equipamentos do circuito até a nodalização completa apresentada no trabalho. Essa abordagem de elaboração parcial facilita a descoberta e correção de erros durante a estruturação do modelo, ao contrário de uma abordagem de usuários experientes que são capazes de elaborar todo o circuito e o aprimorá-lo em seguida.

O terceiro e mais importante é a interpretação dos resultados apresentados pela simulação que exige experiência e conhecimento profundo nos campos de termodinâmica, mecânica dos fluidos, transferência de calor e áreas relacionadas, ou seja, uma capacitação possível apenas no longo prazo.

O trabalho realizado demonstrou que a discretização da piscina tal como foi feita não foi a melhor opção de modelagem pelo fato de apresentar uma série de problemas relacionados à estabilização do sistema como um todo, manifestando-se principalmente através de altas variações dos níveis superficiais dos volumes superiores e as vazões entre os componentes. Porém, como já havia se avançado consideravelmente em sua estruturação e para cumprir o objetivo inicial do trabalho optou-se pela aplicação de subterfúgios corretivos (aplicação de restrições entre os componentes e volumes) ao que já havia sido elaborado. Os resultados relacionados à estabilização do sistema mostraram-

se suficientemente satisfatórios com intensa redução da variação incontrolada do nível superficial, sem o comprometimento significativo da homogeneização de temperatura do fluido em toda piscina.

A avaliação experimental da temperatura em toda piscina torna-se difícil pelo fato de não haver termopares distribuídos ao longo da mesma assim como não há um experimento ou operação com tamanha recirculação de fluido não resfriado (perda total do secundário). Porém, foi observado uma melhor homogeneização na parte inferior da piscina e arredores do reator, fato que torna o modelo mais conservativo, haja vista que haveria um prolongamento do tempo de aquecimento do fluido de entrada no reator caso houvesse uma melhor homogeneização.

Com relação ao reator, as vazões resultantes do componente 122 (frestas entre elementos) mostrou-se praticamente irrelevante da forma como foi concebido, ou seja, levando em consideração o procedimento deste trabalho de utilizar os dados geométricos reais sempre que possível. Uma abordagem alternativa e provavelmente mais acurada seria a modelagem deste componente com dados fictícios de forma a aproximar a distribuição de vazões e pressões pelo reator com vistas a convergir com os dados experimentais já existentes, ou seja, o componente 122 representaria um conjunto de áreas e escapes para uma concepção mais ideal do núcleo do reator.

O componente 110 apresentou bons resultados relacionados à vazão, aderentes aos dados experimentais com diferença da ordem de 6,4%. Com relação à temperatura, o perfil em regime permanente apresentado ao longo do canal demonstrou o adequado acoplamento térmico da estrutura de calor e respectivos fatores de potência nos 20 volumes modelados. O mesmo pode-se concluir para o componente 130, que evidenciou incrementos de temperatura da ordem de 1,856 a 1,884 vez em relação ao componente 110 para as vazões simuladas, valores muito próximos ao fator conservativo de 1,844 atribuído ao canal mais quente.

O componente 120, tal como foi modelado, apresentou resultados conforme esperados, apresentando um aumento de vazões laterais da piscina nas partes inferiores devido ao aumento de diferença de pressão entre os componentes 104 e 120, ou seja, o natural aumento de pressão do 104 devido à coluna de água e a redução de pressão no 120 devido ao recalque da bomba.

Ambos os modelos dos trocadores de calor apresentaram fidedignamente o comportamento das temperaturas em suas estruturas de troca de calor, tanto para contracorrente quanto para correntes paralelas. Os valores simulados de longo prazo também apresentaram boa aderência com os valores experimentais.

Os resultados da simulação de perda de vazão lenta apresentaram de forma satisfatória e coerente a fenomenologia do evento de parada de bomba do IEA-R1, contemplando o breve pico de temperatura após a perda de circulação, a redução das temperaturas devido à queda das barras de controle, seguido da abertura da válvula de circulação natural, quando a maior parte da circulação é direcionada para tubulação principal e se inicia a inversão do fluxo no núcleo do reator.

As comparações de temperaturas realizadas em diversas alturas do componente 130 apresentaram boa aderência, com destaque para as temperaturas de entrada e saída do fluido cuja diferença máxima foi de apenas 2,3°C, enquanto que para as comparações do revestimento a maior diferença foi de 4°C na altura 252,5mm (TC3). A maior incoerência apresentada por este modelo foi a antecipação da reversão de fluxo, ocorrência visível em todos os modelos RELAP, da Síria, Coréia do Sul e Grécia, e em menor grau no modelo da Argentina em dois de três casos.

Finalmente, conclui-se que o modelo elaborado foi capaz de replicar satisfatoriamente os principais sistemas e equipamentos do IEA-R1, desde a piscina com a válvula de circulação natural, o núcleo do reator, toda tubulação do primário juntamente com todas suas válvulas, o tanque de decaimento, as bombas principais de circulação, as tubulações primárias e secundárias dos trocadores de calor, as bombas de circulação do secundário, e o retorno à piscina, permitindo ao modelo a realização de simulações para avaliações sistêmicas.

#### **Sugestões de trabalhos futuros:**

Uma importante contribuição deste trabalho é que este modelo poderá ser utilizado por futuros pesquisadores do IPEN para expansão e introdução de melhorias, ou para analisar transientes específicos de interesse, sendo fácil a sua adaptação para outras configurações.

A despeito da baixíssima probabilidade de ocorrência dos diversos casos de acidentes e incidentes apresentados no RAS, sugere-se a utilização deste modelo para simulá-los, como por exemplo um aumento de reatividade que provocaria um aumento

significativo da potência do reator por curto período de tempo (até a queda das barras de controle) para a avaliação dos picos de temperatura. Outra possibilidade de avaliação seria a de travamento do eixo da bomba, causando uma perda de vazão súbita cujo comportamento termo-hidráulico de reversão do fluxo é muito diferente do SLOFA; ou um fechamento inadvertido de uma das válvulas de isolamento da piscina que geraria uma condição de perda de vazão intermediária entre as citadas.

Outro caso considerado gravíssimo pelo RAS é a obstrução de um canal por um objeto estranho, que poderia ser simulado com o componente 110 ou 130 com a utilização de uma válvula fictícia a ser fechada eventualmente causando a obstrução, permitindo a avaliação do tempo para atingir temperaturas que causem a ruptura da placa combustível.

Uma linha diferente de simulações possíveis refere-se a casos de LOCA, onde pode-se implantar no modelo sumidouros em posições desejáveis da piscina ou ao longo do circuito primário seguido da avaliação do vazamento e sua influência nos demais sistemas do IEA-R1.

Enfim, há uma ampla gama de possibilidade de adaptações, seguindo casos e orientações do RAS ou não, que podem ser simulados devido à versatilidade do modelo contendo os diversos sistemas nele incluídos.

## REFERÊNCIAS

1. AKSAN, N.; D'AURIA, F.; GLAESER, H. Thermal-hydraulic phenomena for water cooled nuclear reactors. **Nuclear Engineering and Design**, v. 330, p. 166-186, January 2018.
2. ANDRADE, D. A. et al. Simulação do Acidente Postulado de Parada das Bombas do Circuito Primário de Angra 2 com o Código Relap5/Mod3.2. **V Regional Congress on Radiation Protection and Safety – Regional IRPA Congress**, Recife, 04 Maio 2001.
3. BORGES, R.C. et al. **Simulação de ANGRA 2 com o Código RELAP5/Mod3.2.2 Gamma**. Anais do XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica. Rio de Janeiro: [s.n.]. 2002.
4. SABUNDJIAN, G.; ANDRADE, D. A. Simulação de um Acidente Postulado de Perda de Refrigerante Primário por Pequena Ruptura na Usina de Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2G. **Revista Brasileira de Pesquisa e Desenvolvimento**, v. 4 n°2, p. 7, 2002.
5. ROCHA, M. S. et al. **ANGRA 2 Small Break LOCA Flow Regime Identification Through RELAP5 Code**. BRAZILIAN CONGRESS OF THERMAL SCIENCES AND ENGINEERING. Rio de Janeiro - RJ: [s.n.]. 18-22 November 2012.
6. BELCHIOR JR, A. et al. Development of a VBA Macro-based Spreadsheet Application for RELAP5 Data Post-Processing., Belo Horizonte-MG, Brasil, v. 1, p. 1-9, 2011.
7. HAMIDOUCHE, T.; BOUSBIA-SALAH, A. RELAP5/3.2 assessment against low pressure onset of flow instability in parallel heated channels. **Annals of Nuclear Energy**, v. 33, p. 510 - 520, April 2006. ISSN ISSN 0306-4549.
8. HAMIDOUCHE, T. et al. Overview of accident analysis in nuclear research reactors. **Progress in Nuclear Energy**, v. 50, p. 7 - 14, January 2008. ISSN ISSN 0149-1970.
9. OMAR, H. et al. Thermo-hydraulic analysis of Syrian MNSR research reactor using RELAP5/Mod3.2 code. **Annals of Nuclear Energy**, v. 37, p. 572-581, April 2010. ISSN ISSN 0306-4549.
10. INFORMATION SYSTEMS LABORATORIES, I. **RELAP5/MOD3 Code Manual Vol. II: User's Guide and Input**. Rockville, Maryland e Idaho Falls, Idaho, p. 150. 2001. (NUREG/CR-5535).
11. MESINA, G. L. A History of RELAP Computer Codes. **Nuclear Science and Engineering**, v. 182, p. v-ix, January 2016.

12. INFORMATION SYSTEMS LABORATORIES, I. **RELAP5/MOD3 Code Manual, Vol. I: Code Structure, System Models, and Solution Methods.** Rockville, Maryland e Idaho Falls, Idaho, p. 428. 2001. (NUREG/CR-5535).
13. MADEIRA, A. A.; BORGES, R. C. **Relatório de Acompanhamento da Cooperação Técnica na CNEN para a Aplicação do Código Relap5 à Usina Angra 2 – Março/2001- CODRE, IPEN, CDTN E IEN.** Comissão Nacional de Energia Nuclear. [S.l.]. 2001. (RA-SUASE-04/2001, Abril 2001.).
14. ANDRADE, D. A. ; SABUNDJIAN, G. **Qualificação a nível transiente da nodalização a2nb03c: acidente de SBLOCA de 380 cm2 da linha do sistema de resfriamento de emergência do núcleo (SREN), conectada à perna quente.** Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. São Paulo. 2001. (Relatório Técnico P&D.CENT.CENT.005.00, RELT.002.R00).
15. BORGES, E. M. et al. Simulação de um SBLOCA em Angra 2 com o RELAP5. **Revista Ciência, Tecnologia & Ambiente**, v. Vol. 7, p. 7, 2018. ISSN ISSN 2359-6643.
16. ANDRADE, D.A. et al. Comparison Between Experimental Data and Numerical Modeling for the Natural Circulation Phenomenon. **Journal of the Brazilian Society of Mechanical Sciences and Engineering**, v. 33, p. 227-232, 2011.
17. ANGELO, G. **Análise Numérica da Dinâmica do Escoamento em Circuitos de Circulação Natural.** Instituto de pesquisas energéticas e nucleares. São Paulo, p. 1-182. 2013.
18. ANDRADE, D. A. et al. **Two-Phase Instabilities In a Natural Circulation Rectangular Loop.** 8th International Conference on Nuclear Engineering. Baltimore - Maryland: [s.n.]. 2000.
19. ANDRADE, D. A. et al. Simulação e Análise do Fenômeno de Circulação Natural Monofásica e Bifásica no Circuito Experimental Instalado na Engenharia Química POLI – USP , com o Código RELAP5. **International Nuclear Atlantic Conference - INAC**, v. 1, n. 1, p. 7, 2005. ISSN 8599141015.
20. SABUNDJIAN, G. et al. **Análise Experimental do Fenômeno de Circulação Natural.** 11th Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering. Curitiba - Paraná: [s.n.]. 2006.
21. SABUNDJIAN, G. et al. Comparison Between Experimental Data and Numerical Modeling for the Natural Circulation Phenomenon. **Journal of the Brazilian Society of Mechanical Sciences and Engineering**, São Paulo, v. 33, p. 227-232, 2011. ISSN 1678-5878.
22. SABUNDJIAN, G. et al. Análise Teórico E Experimental Do Fenômeno De Circulação Natural. **EBECEM 2008 - 1º Encontro Brasileiro sobre Ebulição, Condensação e Escoamento Multifásico Líquido-Gás**, p. 1-7, 2008.

23. CONTI, T. D. N. et al. Study of the Natural Circulation Phenomenon for Nuclear Reactors. **Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN / CNEN - SP)**, São Paulo, v. 396, n. 9780735409088, p. 391-396, 2011. ISSN 10.1063/1.3608994.
24. UMBEHAUN, P. E. **Metodologia para Análise Termo-Hidráulica de Reatores de Pesquisa Tipo Piscina com Combustível Tipo Placa**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 2000.
25. ROCHA, R. T. V. et al. Modelagem do Núcleo do Reator IEA-R1 com o código RELAP5. **INAC**, Santos, 2 Setembro 2005. 7.
26. MAPRELIAN, E. **Experimentos de Perda de Refrigerante Total e Parcial no Reator IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares. São Paulo, p. 186. 2018.
27. OLIVEIRA, E. C. F.; CASTRILLO, L. S. Simulation of Channel Blockage for the IEA-R1 Research Reactor Using RELAP5/Mod3. **International Nuclear Atlantic Conference - INAC**, São Paulo, 4-9 October 2015. 13.
28. BELCHIOR JR., A.; SOARES, H. V.; FREITAS, R. L. Validation of the RELAP5 Code for the Simulation of the Siphon Break Effect in Pool Type Research Reactors. **International Nuclear Atlantic Conference - INAC**, Santos - SP, 21-25 October 2019. 5383-5392.
29. SOARES, H. V.; BELCHIOR JR., A.; FREITAS, R. L. RELAP5 Modeling of a Siphon Break Effect on the Brazilian Multipurpose Reactor. **International Nuclear Atlantic Conference - INAC**, Santos - SP, 21-25 October 2019. 5443-5456.
30. MARCOLIN, N. Atoms for Peace. **Revista Pesquisa FAPESP**, v. 129., n. Disponível em: <https://revistapesquisa.fapesp.br/en/atoms-for-peace/> acesso em 19/06/2023., novembro 2006.
31. GORDON, A. M. P. L. **INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES - (1956-2000) Um estudo de caso à luz da história da ciência, da tecnologia e da cultura brasileira**. UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO - FACULDADE DE FILOSOFIA LETRAS E CIÊNCIAS HUMANAS. São Paulo, p. 520. 2003.
32. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 1 - Introdução e Descrição Geral da Instalação**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.
33. UMBEHAUM, P. E.; TORRES, W. M. **Sistemas de Resfriamento do Reator e Sistemas Conectados. Notas de aula para o curso de operadores d IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 2021.
34. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 3 - Características do Local**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.

35. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 6 - Sistema de Resfriamento do Reator e Sistemas Conectados**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.
36. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 5 - Reator**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.
37. SALIBA-SILVA, A. M. et al. Fabrication of U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> Powder for Fuels used in IEA-R1 Nuclear Research Reactor. **Materials Science Forum, Volumes 591-593**, 2008. 194 - 199.
38. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 2 - Características Específicas de Projeto**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.
39. SCURO, N. L. **Simulação Numérica de um Acidente tipo Perda Lenta de Vazão em um Reator Nuclear de Pesquisa**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo, p. 123. 2019.
40. FERREIRA, N. L. D. **Avaliação das conseqüências radiológicas de acidentes em reatores de pesquisa**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo, p. 181. 1992.
41. TORRES, W. M. **Projeto de Concepção do Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1996. (Doc. No. PSI.RES.CNEN.002, RELT.004.R00).
42. TORRES, W. M. **Distribuição de Vazão no Distribuidor do Sistema de Resfriamento de Emergência do IEA-R1m**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1997. (Doc. No. PSI.RES.IEAR1.002, RELT.006.R00.).
43. TORRES, W. M. **Projeto de Concepção da Seção de Testes Aquecida (STAR) do Reator IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1996. (Doc. No. PSI.RES.CNEN.002, RELT002.R00).
44. TORRES, W. M. **Experimento do S.R.E. para Certificação do IEA-R1m**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1997. (Doc. No. PSI.RES.IEAR1.002, RELT.008.R00).
45. TORRES, W. M.; BAPTISTA FILHO, B. D.; TING, D. K. S. Projeto e Validação Experimental do Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator IEA-R1. **WARP II 2º WORKSHOP ANUAL DO REATOR DE PESQUISAS**, São Paulo, novembro 2019.
46. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 7 - Atuação dos Sistemas de Segurança**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo, p. 27. 1998.

47. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 9 - Sistemas Elétricos**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.
48. NUCLEARES, I. D. P. E. E. **Manual de operação, inspeção e testes do reator IEA-R1. Sistema de Água Desmineralizada do Reator IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1982.
49. PASQUALETO, H.; BATISTA, J. **Sistema de Água Desmineralizada do Reator IEA-R1**. IPEN-CNEN/SP. [S.l.].
50. CEGALLA, M. A.; BAPTISTA FILHO, B. D.; FÉLIX, O. C. **Estudo de Sistemas para Remoção de Impurezas da Água da Piscina do Reator IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. [S.l.]. 1997.
51. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report**. IAEA. Vienna. 1994. (Safety Series no. 35-G1).
52. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 16 - Análise de Segurança**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1998.
53. LOS ALAMOS SCIENTIFIC LABORATORY OF THE UNIVERSITY OF CALIFORNIA. **Status Report on the Omega West Reactor, with Safety Analysis**. Los Alamos Scientific Laboratory. [S.l.]. 1969. (LA-4192; TID-4500).
54. BRÜEL & KJAER. **Compass Machine Monitoring System Type 3540 - System Overview**. Technical Documentation. [S.l.]. 1994.
55. MAPRELIAN, E. **Programa LOSS e TEMPLOCA para Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante no IEA-R1**. Instituto De Pesquisas Energéticas E Nucleares - IPEN. São Paulo. 1997. (Documento no RELT.001.001.R00).
56. FLOWLER, T. B.; VONDY, D. R.; CUNNINGHAM, G. W. **Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION**. Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge. 1971. (ORNL-TM-2496, Rev.2).
57. IDELCHIK, I. E. **Handbook of Hydraulic Resistance**. 3ª Edição. ed. [S.l.]: Editora Jaico Publishing House, 2005.
58. IAEA TECHNICAL REPORTS SERIES NO. 480. **IAEA Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data**. IAEA. Vienna, Austria. 2015.
59. FAINER, G. et al. Reburishment of the IEA-R1 Primary Coolant System Piping Supports. **INAC**, São Paulo - SP, 2015.

60. TORRES, W. M. **Medida de Distribuição de Vazão no Núcleo do Reator IEA-R1 usando o Elemento DMPV-01**. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN. São Paulo, p. 23. 2001. (PSE.CENT.IEAR1.001.00 - RELT.004.00).
61. TORRES, W. M.; UMBEHAUN, P. E.; ANDRADE, D. A. Estudos e Ações Corretivas para Aumentar a Vazão do Núcleo Ativo do Reator IEA-R1. **Contribuições do Reator IEA-R1 para a Pesquisa Nuclear: II Workshop Anual do Reator de Pesquisas – WARP 2**, São Paulo, 2022. 61 -70.
62. TORRES, W. M. **Reavaliação do Coeficiente de Descarga do Bocal de Vazão do Circuito Primário do IEA-R1**. Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares. São Paulo. 2001. (PSE.CENT.IEAR1.001.00 - INFT.001.00 ).
63. ÇENGEL, Y. A.; GHAJAR, A. J. **Heat and Mass Transfer: Fundamentals and applications**. New York: Editora McGraw-Hill Inc., 2010.
64. Centro do Reator Nuclear de Pesquisa do IPEN, **Temperatura e outros Parâmetros Operacionais**. São Paulo, p. 1. 2023. (Operação 13 de 10/03/2023, FM-CRO-0902-03 V6).
65. UMBEHAUN, P. E. Desenvolvimento de um elemento combustível instrumentado para o reator de pesquisa IEA-R1. **Tese de Doutorado, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares**, São Paulo, 2016.
66. UMBEHAUN, P. E. et al. **IEA-R1 NUCLEAR REACTOR: FACILITY SPECIFICATION AND EXPERIMENTAL RESULTS**. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Vienna, p. 30. 2015. (Disponível em: <http://repositorio.ipen.br/handle/123456789/25828>).
67. HAINOUN, A. et al. 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, 2014.
68. TORRES, W. M. et al. A MTR Fuel Element Flow Distribution Measurement Preliminary Results. **International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors**, Chicago, Illinois, p. 6, Outubro 2003.

---

---

**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 administrativamente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.**

---

---