

UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
Escola de Engenharia
Departamento de Engenharia Nuclear
Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

Bruno Viotti De Melo

**MODELAGEM TERMO-HIDRÁULICA DE UM REATOR MODULAR DE
PEQUENO PORTE UTILIZANDO RELAP5**

Belo Horizonte

2025

Bruno Viotti De Melo

**MODELAGEM TERMO-HIDRÁULICA DE UM REATOR MODULAR DE
PEQUENO PORTE UTILIZANDO RELAP5**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares como requisito parcial à obtenção de título de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares.

Orientadora: Professora Antonella Lombardi
Costa

Belo Horizonte

2025

M528m Melo, Bruno Viotti de.
 Modelagem termo-hidráulica de um reator modular de pequeno
 porte utilizando RELAP5 [recurso eletrônico] / Bruno Viotti de Melo.
 -2025..
 1 recurso online (81 f. : il., color.) : pdf.

 Orientadora: Antonella Lombardi Costa.

 Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais,
 Escola de Engenharia.

 Apêndices: f. 78-81.

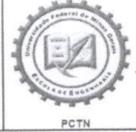
 Bibliografia: f. 74-77.

 1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Energia - Fontes alternativas - Teses. 3.
 Reatores nucleares - Teses. 4. Reatores de água pressurizada - Teses. I. Costa,
 Antonella Lombardi. II. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de
 Engenharia. III. Título.

CDU: 621.039(043)



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES



FOLHA DE APROVAÇÃO

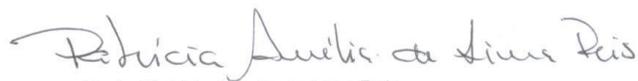
Modelagem termo-hidráulica de um reator modular de pequeno porte utilizando RELAP5

BRUNO VIOTTI DE MELO

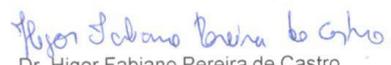
Dissertação submetida à Banca Examinadora designada pelo Colegiado do Programa de Pós-Graduação em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, como requisito para obtenção do grau de Mestre em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, área de concentração CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES.

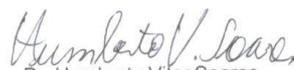
Aprovada em 24 de janeiro de 2025, pela banca constituída pelos membros:


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


Profa. Patricia Amelia de Lima Reis
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Profa. Cláudia Pereira Bezerra Lima
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Dr. Higor Fabiano Pereira de Castro
CDTN/CNEN


Dr. Humberto Vitor Soares
Marinha do Brasil

Belo Horizonte, 24 de janeiro de 2025.

À Imê, que eternamente habitará meus jardins.

A Pedro, que voou cedo demais.

À Glenise, Gisele e Raquel, as razões de tudo.

AGRADECIMENTOS

À Imê, Glenise e Gisele, as três mães que a vida me deu, e que pavimentaram o meu caminho na vida e na ciência.

À Raquel, minha irmã de outra mãe.

A Petrônio, pelo apoio incondicional e por ter me aceitado como parte da família.

À Soldi, Jéssica, Duds, Gustavo, Mauro, Fred, Tucci, Lewi e Nalbert pelos jogos, sessões de RPG, conversas na madrugada e por nossa longa amizade que levarei para a vida. Obrigado por deixarem meus solitários finais de semana menos sombrios.

À Mia, Bô, Nyx, Olívia, Nina, Nil, Vênus, Tuquinha, Lua, Nissa e Teferi por terem me ensinado o verdadeiro significado de amor.

Aos colegas da Mansão, meus pilares no assustador primeiro ano em uma cidade desconhecida e meu apoio inesperado quando as coisas ficaram estranhas. Agradecimento especial à Bruna, Arruda, Ítalo, Agostinho, Luiz e Guilherme pela companhia e amizade que perduram até hoje. E à Carol, por tudo isso e pelo acolhimento quando mais precisei.

A Caio, pelos conselhos e por ser o primeiro em BH a me acolher e acreditar em mim, abrindo portas que nunca imaginei que estivessem ao meu alcance.

Aos alunos de iniciação científica Lucas e Gustavo, peças fundamentais no desenvolvimento e na conclusão deste trabalho, pela confiança e apoio.

Aos colegas de representação discente e da APG, por me darem um novo propósito.

Aos alunos e colegas do FACEDUCA, por tornarem a jornada mais leve e possibilitarem que, enquanto luto por um sonho, ainda possa fazer o que amo. Agradecimentos especiais à Sthefanny, Ana Clara e Pedro. Pelo carinho, confiança e pelas conversas agradáveis, respectivamente.

À professora Antonella, pela orientação.

Aos colegas, funcionários e professores do DEN.

À UFMG.

À FAPEMIG, CNPq e CAPES.

E a todos que conheço há pouco tempo mas que de uma forma ou outra, mesmo que com simples palavras de incentivo, nunca me deixaram desistir.

*“Estamos irrevogavelmente em um caminho que nos levará às estrelas.
A não ser que, por uma monstruosa capitulação ao egoísmo e à
estupidez, acabemos nos destruindo.”*

Carl Sagan

RESUMO

Diante do agravamento da crise climática, a dependência mundial de fontes de energia fósseis, não renováveis e poluentes impõe um desafio significativo à mitigação dos efeitos adversos sobre o meio ambiente e o clima, decorrentes do uso indiscriminado dessas fontes. Nesse cenário, a energia nuclear surge como uma alternativa limpa e de baixo impacto ambiental, com o potencial de atender à crescente demanda por energia de maneira eficiente, comparável às fontes mais convencionais. Os reatores modulares de pequeno porte (*Small Modular Reactors - SMRs*) se destacam como promissores concorrentes no setor nuclear global, oferecendo vantagens como flexibilidade operacional, robustez em termos de segurança e capacidade de suprir demandas energéticas locais. Esses reatores possuem grande potencial para impulsionar o futuro da geração de energia nuclear. O *System-integrated Modular Advanced Reactor (SMART)* é um reator modular de pequeno porte, moderado e refrigerado a água pressurizada, desenvolvido pelo Instituto de Pesquisa de Energia Atômica da Coreia do Sul (*Korea Atomic Energy Research Institute - KAERI*), com capacidade para operar com uma potência térmica de até 330 MWt. Este reator já obteve licenciamento e duas unidades serão construídas na Arábia Saudita em um futuro próximo. O presente trabalho tem como objetivo modelar os principais componentes do reator *SMART* utilizando o código de análise termo-hidráulica *RELAP5 MOD 3.3*, uma ferramenta amplamente adotada em processos de licenciamento de reatores de potência e pesquisa. Os objetivos desta dissertação são a verificação da modelagem em condições de operação em regime estacionário e a avaliação do comportamento do reator durante transientes operacionais. Os resultados obtidos nas simulações realizadas em estado estacionário foram comparados com dados de referência e mostraram uma boa concordância com os valores esperados, dentro das margens de erro aceitáveis conforme a literatura. As análises de queda de pressão no sistema primário, bem como das temperaturas do combustível, *gap*, revestimento e refrigerante, indicaram resultados consistentes e conforme os limites estabelecidos na literatura. Adicionalmente, os resultados obtidos nas simulações de transientes também são apresentados e discutidos neste trabalho, fornecendo uma visão abrangente do comportamento do reator sob condições operacionais dinâmicas.

Palavras-chave: *smrs; smart; análise termo-hidráulica; pwr; relap5.*

ABSTRACT

In light of the escalating climate crisis, the global dependence on fossil, non-renewable, and polluting energy sources presents a significant challenge to mitigating the adverse environmental and climatic effects resulting from the unchecked use of such sources. In this context, nuclear energy emerges as a clean and environmentally friendly alternative, with the potential to meet the growing energy demand efficiently, on par with more conventional energy sources. Small Modular Reactors (SMRs) stand out as promising contenders in the global nuclear sector, offering advantages such as operational flexibility, robust safety measures, and the ability to meet local energy demands. These reactors hold substantial potential for shaping the future of nuclear energy generation. The SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor) is a small modular reactor, moderated and cooled by pressurized water, developed by the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), with a thermal power output capacity of up to 330 MWt. This reactor has already been licensed, and two units are set to be constructed in Saudi Arabia in the near future. The objective of the present work is to model the main components of the SMART reactor using the RELAP5 MOD 3.3 thermal-hydraulic analysis code, widely employed in the licensing stages of power and research reactors. Specific goals include verifying the modeling under steady-state operating conditions and evaluating the reactor's behavior during transient situations. The results from steady-state simulations were compared to reference data and showed good agreement with the expected values, within the acceptable error margins found in literature. The analysis of pressure drop in the primary system, as well as the temperatures of the fuel, gap, cladding, and coolant, yielded consistent results within the expected ranges. Additionally, the results obtained from transient simulations are also presented and discussed in this work, providing a comprehensive view of the reactor's behavior under dynamic operating conditions.

Keywords: smrs; smart; thermal-hydraulic analysis; pwr; relap5.

LISTA DE SIGLAS

BR	<i>Branch</i>
COP29	29ª Conferência das Nações Unidas sobre as Mudanças Climáticas
CSS	<i>Containment Spray System</i>
DEN	Departamento de Engenharia Nuclear
GCR	<i>Gas-cooled Reactor</i>
HS	<i>Heat Structure</i>
HTGR	<i>High-temperature Gas-cooled Reactor</i>
IEA	<i>International Energy Agency</i>
INCTs	Institutos Nacionais de Ciência, Tecnologia e Inovação
INEL	<i>Idaho National Engineering Laboratory</i>
KAERI	<i>Korea Atomic Energy Research Institute</i>
LB-LOCA	<i>Large Break Loss of Coolant Accident</i>
LOFA	<i>Loss of Flow Accident</i>
LWR	<i>Light-water Reactor</i>
MTC	<i>Moderator Temperature Coefficient</i>
MOX	<i>Mixed-oxide</i>
NPP	<i>Nuclear Power Plant</i>
NRC	<i>U.S. Nuclear Regulatory Commission</i>
NSSC	<i>Nuclear Safety and Security Commission</i>
PMP	<i>Pump</i>
PRHRS	<i>Passive Residual Heat Removal System</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
PZR	Pressurizador
RELAP5	<i>Reactor Excursion and Leak Analysis Program</i>
ROPS	<i>Reactor Overpressure Protection System</i>
RSS	<i>Reactor Shutdown System</i>
SAMS	<i>Severe Accident Mitigation System</i>
SCS	<i>Shutdown Cooling System</i>
SDA	<i>Standard Design Approval</i>
SIS	<i>Safety Injection System</i>

SMART	<i>System-integrated Modular Advanced Reactor</i>
SMR	<i>Small Modular Reactor</i>
SB-LOCA	<i>Small Break Loss of Coolant Accident</i>
TDJ	<i>Time-dependent Junction</i>
TDV	<i>Time-dependent Volume</i>
UFMG	Universidade Federal de Minas Gerais
VLV	Válvula
WMO	<i>World Meteorological Organization</i>

LISTA DE SÍMBOLOS

$\%m$	Percentual em massa
P	Pressão (MPa)
U_g	Energia interna específica da fase gasosa (J)
U_f	Energia interna específica da fase líquida (J)
α_g	Fração de vazio ou fração de volume de vapor
v_g	Velocidade de fase gasosa (m/s)
v_f	Velocidade de fase líquida (m/s)
χ_n	Qualidade de não condensáveis
ρ_b	Densidade de boro (g/cm ³)
ρ_g	Densidade de fase gasosa (g/cm ³)
ρ_f	Densidade de fase líquida (g/cm ³)
T_g	Temperatura de fase gasosa (K)
T_f	Temperatura de fase líquida (K)
T_{sat}	Temperatura de saturação (K)
χ_i	Fração de massa de não condensáveis em fase gasosa para a i -ésima espécie de gás não condensável
Pot_r	Potência térmica do reator (MWt)
L_f	Altura ativa do combustível (m)
A_t	Área efetiva para troca de calor no núcleo (m ²)
\dot{m}_p	Vazão mássica de refrigerante no sistema primário (kg/s)
$T_{(n)}$	Temperatura de entrada do fluido refrigerante no núcleo (K)
$T_{out(n)}$	Temperatura de saída do refrigerante do núcleo (K)
ΔT_n	Gradiente de temperatura do refrigerante ao longo do núcleo (K)
N	Número total de elementos combustíveis
P_{op}	Pressão nominal do sistema (MPa)
ΔP_n	Queda de pressão ao longo do núcleo (MPa)
A_s	Área superficial total de geradores de vapor (m ²)
v_{pmp}	Velocidade das bombas de circulação (rpm)
Q_v	Vazão das bombas de circulação (m ³ /s)

ΔT_{sg}	Queda de temperatura do refrigerante ao longo dos geradores de vapor (K)
$A(x)$	Área de escoamento do canal x (m ²)
$N(x)$	Número de elementos combustíveis do tipo x
$\dot{m}(x)$	Vazão mássica do canal de escoamento associado ao combustível do tipo x
I	Momento de inércia das bombas de circulação (kg.m ²)
Pot_{pmp}	Potência das bombas hidráulicas (kW)
h_{pmp}	Altura manométrica das bombas de circulação (m)
g	Aceleração em função da ação gravitacional (m/s ²)
η	Eficiência das bombas de circulação
τ	Torque das bombas de circulação (N.m)
$P_{(s)}$	Pressão de entrada do sistema secundário (MPa)
$P_{out(s)}$	Pressão de saída do sistema secundário (MPa)
ΔP_s	Queda de pressão ao longo do sistema secundário (MPa)
A_f	Área de escoamento total interna dos geradores de vapor (m ²)
\dot{m}_s	Vazão mássica de água no sistema secundário (kg/s)
h_{sg}	Altura dos geradores de vapor (m)
L_{sg}	Comprimento total dos tubos helicoidais dos geradores de vapor (m)
θ_s	Inclinação dos tubos helicoidais dos geradores de vapor (°)
$T_{(s)}$	Temperatura de entrada da água no sistema secundário (K)
$T_{out(s)}$	Temperatura de saída do vapor no sistema secundário (K)
ΔT_s	Gradiente de temperatura da água no sistema secundário (K)
k_{95}	Condutividade térmica de combustível com 95% de densidade teórica (W/m.K)
Bu	Taxa de queima (GWd/MTU)
$f(Bu)$	Efeito dos produtos de fissão na matriz cristalina
$g(Bu)$	Efeito de defeitos de irradiação
$h(T)$	Influência da temperatura no processo de recozimento para a recuperação de defeitos de irradiação
gad	Fração de massa de Gd ₂ O ₃ presente em combustíveis do tipo UO ₂ -Gd ₂ O ₃
k_d	Condutividade térmica ajustada para a densidade do combustível (W/m.K)
d	Densidade teórica do combustível
$\sigma(y)$	Erro padrão da correlação matemática aplicada ao combustível do tipo y

C_T	Capacidade térmica volumétrica (J/m ³ .K)
C_P	Capacidade térmica específica (J/kg.K)
ρ_f	Densidade do combustível (kg/m ³)
Y	Razão óxido/metálico
R	Constante universal dos gases (J/mol.K)
θ	Temperatura de Einstein (K)
E_D	Energia de ativação para defeitos de Frenkel (J/mol)
k	Condutividade térmica do zircaloy-4 (W/m.K)

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 – Geração mundial de eletricidade por combustíveis fósseis, energia nuclear e fontes renováveis	18
Figura 2 – Layout padrão de um <i>PWR</i>	24
Figura 3 – Representação tridimensional de um <i>PWR</i>	25
Figura 4 – Estrutura de clusters e palavras-chave de maior ocorrência em publicações sobre <i>SMRs</i> de 1996 a 2022	28
Figura 5 – Representação do vaso de pressão do <i>SMART</i>	29
Figura 6 – Disposição das barras de venenos queimáveis para os quatro tipos de elementos combustíveis utilizados no <i>SMART</i>	31
Figura 7 – Disposição dos bancos de regulação e desligamento no núcleo do <i>SMART</i>	33
Figura 8 – Dimensões radiais de uma vareta combustível do <i>SMART</i>	33
Figura 9 – Padrão de distribuição de elementos combustíveis no núcleo do <i>SMART</i>	34
Figura 10 – Sentido de fluxo de refrigerante no <i>SMART</i>	36
Figura 11 – Estrutura de módulos sequenciais do <i>RELAP5 MOD 3.3</i>	40
Figura 12 – Nodalização das estruturas de calor do núcleo	45
Figura 13 – Nodalização proposta para os canais de escoamento do sistema secundário	49
Figura 14 – Nodalização desenvolvida em <i>RELAP5 MOD 3.3</i> para o <i>SMART</i>	51
Figura 15 – Adaptação do modelo para simulação do transitório de bloqueio de canais de escoamento	52
Figura 16 – Temperaturas de saída do refrigerante dos canais de escoamento do núcleo	55
Figura 17 – Temperatura central das estruturas de calor do núcleo para o nível axial 7	56
Figura 18 – Pressões de entrada e saída do núcleo	57
Figura 19 – Temperatura do refrigerante à saída dos canais de escoamento 305-310	57
Figura 20 – Vazão mássica do sistema primário	58
Figura 21 – Vazão mássica do sistema primário durante transitório de bloqueio de canal	60
Figura 22 – Temperatura do refrigerante à saída dos canais de escoamento do núcleo	61
Figura 23 – Temperatura do refrigerante à entrada do núcleo	61
Figura 24 – Vazão mássica do sistema primário durante simulações de <i>LOFAs</i>	62
Figura 25 – Temperatura do refrigerante durante <i>LOFAs</i>	63
Figura 26 – Temperatura central do combustível com o fechamento de uma bomba de circulação.....	64

Figura 27 – Temperatura central do combustível com o fechamento de duas bombas de circulação	64
Figura 28 – Temperatura central do combustível com o fechamento de três bombas de circulação	65
Figura 29 – Temperatura central do combustível com o fechamento de duas bombas de circulação	65
Figura 30 – Temperatura do revestimento no desligamento de uma bomba de circulação	66
Figura 31 – Temperatura do revestimento no desligamento de duas bombas de circulação	67
Figura 32 – Temperatura do revestimento no desligamento de três bombas de circulação	67
Figura 33 – Temperatura do revestimento no desligamento de 4 bombas de circulação	68
Figura 34 - Variação da fração de vazio para os níveis axiais 3, 5, 7, 9 e 11 do canal de escoamento do núcleo 301 para o fechamento de duas bombas de circulação	69
Figura 35 – Variação da fração de vazio para os níveis axiais 3, 5, 7, 9 e 11 do canal de escoamento do núcleo 301 para o fechamento de três bombas de circulação	69

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 – Número de publicações sobre <i>SMRs</i> por área do conhecimento (1996 a 2022) ...	27
Tabela 2 – Características gerais dos elementos combustíveis utilizados no <i>SMART</i>	30
Tabela 3 – Parâmetros gerais das barras de venenos queimáveis utilizadas no <i>SMART</i>	31
Tabela 4 – Características gerais das barras de controle utilizadas no <i>SMART</i>	32
Tabela 5 – Parâmetros gerais do <i>SMART</i>	35
Tabela 6 – Parâmetros das bombas de circulação	36
Tabela 7 – Parâmetros gerais dos geradores de vapor do <i>SMART</i>	37
Tabela 8 – Parâmetros de entrada de referência empregados na modelagem do sistema primário do <i>SMART</i>	43
Tabela 9 – Parâmetros de entrada calculados para os canais de escoamento do núcleo	44
Tabela 10 – Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica calculados para o UO_2	46
Tabela 11 – Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica para o zircaloy-4	47
Tabela 12 – Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica utilizados para o hélio	47
Tabela 13 – Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica utilizados para o INCONEL-690	48
Tabela 14 – Parâmetros de entrada de referência empregados na modelagem do sistema secundário do <i>SMART</i>	50
Tabela 15 – Margem de erro aceitável para verificação de um modelo termo-hidráulico no estado estacionário segundo a literatura	53
Tabela 16 – Comparação entre valores de referência e valores calculados pelo RELAP5 para o ciclo primário	54
Tabela 17 – Temperatura do revestimento no nível axial 7 para os canais de escoamento 301, 302, 303 e 304	56
Tabela 18 – Comparação entre valores de referência e valores calculados pelo RELAP5 para o ciclo secundário	59
Tabela 19 – Vazão mássica de canais individuais durante transitório	60
Tabela 20 – Pressão máxima do sistema primário durante transitórios do tipo LOFA	70
Tabela 21 – Constantes utilizadas no cálculo da capacidade térmica volumétrica	80

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO	18
1.1. Motivação	21
1.2. Objetivos	21
1.3. Estruturação da Dissertação	22
2. REFERENCIAL TEÓRICO	23
2.1. Reatores de Água Pressurizada	23
2.2. <i>SMRs (Small Modular Reactors)</i>	25
2.3. Descrição do reator <i>SMART</i>	28
2.3.1. Características Gerais	28
2.3.2. Sistemas de Segurança	37
2.4. <i>RELAP5</i>	40
3. METODOLOGIA	43
3.1. Estado Estacionário	43
3.2. Bloqueio de Canais de Escoamento	52
3.3. Transitório <i>LOFA</i>	53
3.4. Verificação	53
4. RESULTADOS E DISCUSSÕES	54
4.1. Estado Estacionário	54
4.2. Simulação de Transitório - Bloqueio de Canais de Escoamento	59
4.3. Simulação de Transitório – <i>LOFA</i>	62
5. CONSIDERAÇÕES FINAIS	71
5.1. Conclusões	71
5.2. Perspectivas Futuras	72
REFERÊNCIAS	74
APÊNDICE	78

1. INTRODUÇÃO

De acordo com Agência Internacional de Energia (*International Energy Agency - IEA*), aproximadamente 63% da energia mundial é gerada a partir de combustíveis fósseis. Atualmente o Brasil ocupa a oitava posição mundial em termos de consumo absoluto de eletricidade, com as principais fontes de geração energética sendo a hidreletricidade e a termoeletricidade [1]. Em face das mudanças climáticas e da significativa dependência global de fontes fósseis, poluentes e não renováveis, surge uma crescente necessidade de transitar para alternativas energéticas mais eficientes e ambientalmente menos prejudiciais. A Figura 1 apresenta dados relativos à geração global de eletricidade de 1985 a 2023, ilustrando a evolução desse cenário ao longo das últimas décadas.

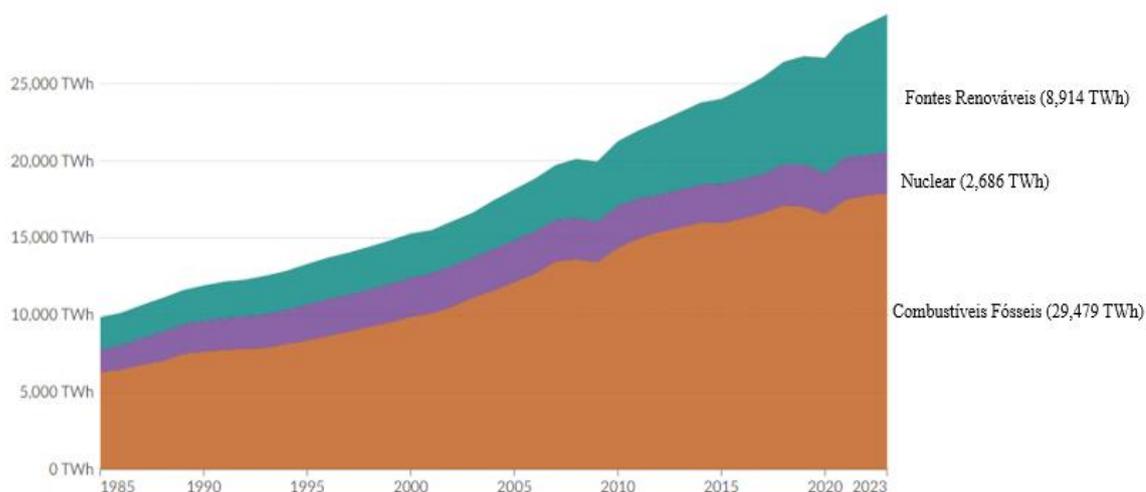


Figura 1 - Geração mundial de eletricidade por combustíveis fósseis, energia nuclear e fontes renováveis. Adaptado de [2].

Observa-se que, predominantemente, o uso de combustíveis fósseis continua sendo a principal forma de geração de energia em escala global. Embora as fontes renováveis tenham ganhado crescente destaque no cenário energético mundial nas últimas décadas, sua participação ainda representa uma fração relativamente pequena no total da geração de energia.

De acordo com o relatório da Organização Meteorológica Mundial (*World Meteorological Organization - WMO*) construído para a 29ª Conferência das Nações Unidas sobre as Mudanças Climáticas (COP29), 2023 registrou níveis recordes de gases de efeito estufa na atmosfera. A temperatura média global da superfície terrestre em janeiro de 2023 foi aproximadamente $1,45 \pm 0,12$ °C superior às temperaturas médias registradas desde a era pré-industrial. Além disso, em 2024, observam-se o derretimento acelerado de geleiras, recordes de temperatura em grandes capitais mundiais e um aquecimento sem precedentes das águas oceânicas [3]. Nesse contexto, a energia nuclear, atualmente responsável por cerca de 10% da geração mundial de eletricidade, surge como uma alternativa viável e limpa, oferecendo uma série de vantagens em relação às fontes tradicionais de energia [1].

Após o acidente ocorrido na usina nuclear de Fukushima Daiichi em 2011, a energia nuclear passou a enfrentar um período de rejeição social, amplamente fundamentado no temor de novos acidentes. Esse receio foi intensificado pela cobertura midiática, pela falta de conhecimento técnico por parte do público geral e pela memória de outros acidentes graves envolvendo usinas nucleares, como os de Chernobyl, em 1986, e Three Mile Island, em 1979. A crescente preocupação da sociedade com a segurança na geração de energia nuclear incentivou o desenvolvimento de novos modelos de reatores, que incorporam sistemas de segurança mais avançados. Esses esforços visam, entre outros objetivos, mitigar os riscos associados a essa tecnologia e, conseqüentemente, alterar a percepção popular sobre sua viabilidade como fonte energética [4].

Os reatores de menor dimensão e potência, caracterizados por custos de implementação e desenvolvimento inferiores aos dos reatores de grande porte, têm se destacado no contexto energético atual [5]. A classe dos reatores modulares de pequeno porte (*Small Modular Reactors - SMRs*) compreende reatores com capacidade de produção média de até 300 MWt. Esses reatores, que apresentam dimensões reduzidas em comparação aos modelos tradicionais, permitem a fabricação de seus componentes de forma modular e independente. Além disso, os *SMRs* são projetados com sistemas de segurança inerentes e passivos, proporcionando uma abordagem mais segura e eficiente para a geração de energia nuclear [6, 7].

O *System-integrated Modular Advanced Reactor (SMART)* apresenta dimensões reduzidas em função da integração de seus principais componentes em um único vaso de pressão, podendo operar até uma potência máxima de 330 MWt em um ciclo de três anos sem a necessidade de reabastecimento. Possui quatro bombas de resfriamento, 8 geradores de vapor e seu núcleo é

composto por 57 elementos combustíveis distribuídos espacialmente em um arranjo 17x17. Cada elemento é constituído por 264 varetas combustíveis de 8,05 mm de diâmetro e 2 m de comprimento, 21 tubos guia para barras de controle e 4 tubos de instrumentação. O combustível utilizado é o UO₂ enriquecido a 4,95%. O *SMART* não utiliza boro solúvel incorporado ao moderador, mas conta com um tanque de injeção de boro de emergência para situações em que o reator precise ser desligado rapidamente [8]. A integração de seus principais componentes em um único vaso de pressão minimiza a utilização de tubulações de conexão e torna o *SMART* menos susceptível à ocorrência de acidentes severos, tais como acidentes com perda de refrigerante de larga escala (*Large Break Loss of Coolant Accidents - LB-LOCAs*) [9,10].

O *SMART* foi desenvolvido como um reator multipropósito, com potenciais aplicações em geração de eletricidade, dessalinização de água marinha e aquecimento de distritos, sendo adequado para uso em redes pequenas e isoladas [11]. Em 2012 tornou-se o primeiro reator integral do mundo a ser licenciado [12]. Em 2024, a *SMART Power Company*, responsável pela futura construção do *SMART*, prevê que as duas primeiras plantas do reator, a serem construídas na Arábia Saudita, serão finalizadas em um período de 5 a 6 anos após a autorização do projeto [13]. Em 26 de setembro de 2024 o *SMART 100*, projeto desenvolvido pelo Instituto de Pesquisa de Energia Atômica da Coreia (*Korea Atomic Energy Research Institute - KAERI*) como um sucessor do *SMART*, contando com design aprimorado, apresentando um sistema de segurança integralmente passivo e podendo gerar até 365 MWt [14] recebeu a aprovação de *design* padrão (*Standard Design Approval - SDA*) pela Comissão de Segurança Nuclear da Coreia (*Nuclear Safety and Security Commission - NSSC*). Segundo a *KAERI*, os planos futuros para seus reatores envolvem seu constante aprimoramento tecnológico e futuras expansão e comercialização para o mercado global [14].

Esta dissertação aborda o desenvolvimento de uma modelagem termo-hidráulica do reator *SMART* em regime de estado estacionário, utilizando parâmetros e dados disponíveis na literatura como base. Além disso, é realizada a simulação de acidentes extremos (sem a resposta de sistemas de segurança) e a análise do comportamento de parâmetros operacionais durante os respectivos transitórios.

1.1. Motivação

O foco em *SMRs* como objeto de estudo decorre do crescente interesse da comunidade científica por esse tipo de reator, especialmente considerando suas potenciais aplicações, versatilidade e o papel significativo que pode desempenhar na popularização da energia nuclear como uma fonte alternativa, limpa e eficaz, em substituição aos combustíveis fósseis.

Entre os diversos *SMRs* existentes, que se encontram em diferentes estágios de desenvolvimento, licenciamento e construção, o reator *SMART* foi escolhido como objeto de estudo por ser um reator já licenciado, cuja construção acontecerá muito em breve [13]. Isso garante a disponibilidade de literatura relevante para fundamentar os resultados obtidos nesta pesquisa.

Adicionalmente, estudos termo-hidráulicos paralelos envolvendo o *SMART* estão sendo conduzidos com os códigos STHIRP-1 e OpenFOAM, assim como investigações neutrônicas, no Departamento de Engenharia Nuclear (DEN) da Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG). Esses estudos abrem possibilidades para futuras pesquisas comparativas entre os resultados obtidos nos diferentes códigos, bem como o desenvolvimento de trabalhos que considerem acoplamento neutrônico e termo-hidráulico. Desta forma, é possível por meio do uso de diversas ferramentas obter um estudo aprofundado que enriquece e fortalece o *know-how* do grupo de pesquisa.

Por fim, a pesquisa sobre *SMRs* integra-se aos projetos de longo prazo dos Institutos Nacionais de Ciência e Tecnologia (INCTs), que promovem redes de colaboração nacional e internacional [15].

1.2. Objetivos

Os principais objetivos desta dissertação incluem a modelagem do sistema *SMART* utilizando o código de análise termo-hidráulica *RELAP5 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program)*, contemplando seus componentes essenciais e verificando o modelo por meio da comparação com dados disponíveis na literatura. Essa verificação busca assegurar que os parâmetros operacionais chave estejam dentro das margens de erro aceitáveis conforme padrões estabelecidos. Adicionalmente, objetiva-se a simulação de condições de transitórios, como o

bloqueio de canais de escoamento em geradores de vapor e um acidente com perda de vazão (*Loss of Flow Accident - LOFA*), visando analisar o comportamento do reator e a resposta de seus parâmetros operacionais frente a tais cenários acidentais. Adicionalmente, objetiva-se identificar pontos críticos de segurança em cenários de transitórios, com a finalidade de propor, se aplicável, novos parâmetros operacionais que possam aprimorar a resposta do sistema frente a tais condições.

Como objetivos secundários busca-se adquirir experiência na modelagem não apenas do reator *SMART*, mas também de *SMRs* de forma geral, dado que muitos desses sistemas apresentam similaridades estruturais e em seus sistemas de segurança. Essa abordagem permite ampliar as perspectivas para a realização de futuros trabalhos envolvendo o *SMART*, o *SMART 100* e outros reatores modulares de pequeno porte no âmbito do grupo de pesquisa. Adicionalmente, com um modelo em estado estacionário devidamente verificado, abre-se a possibilidade de desenvolver estudos futuros que envolvam acoplamento neutrônico e termo-hidráulico.

1.3. Estrutura da Dissertação

A presente dissertação está dividida em cinco capítulos, a saber:

O primeiro capítulo consiste na introdução, na qual é apresentado o tema principal do trabalho, destacando sua relevância no contexto científico e abordando aspectos adjacentes que merecem consideração para o desenvolvimento da pesquisa.

O segundo capítulo compreende o referencial teórico, no qual são discutidos os principais aspectos técnicos e científicos pertinentes ao tema e à pesquisa, fundamentando-se na literatura científica disponível.

O terceiro capítulo descreve a metodologia adotada para a construção do modelo proposto em estado estacionário, detalhando os principais dados, cálculos e parâmetros utilizados, além de apresentar uma explicação abrangente sobre a nodalização proposta. Ademais, são expostos os métodos empregados para a simulação dos cenários transientes considerados na pesquisa.

O quarto capítulo apresenta e discute os resultados obtidos na modelagem em estado estacionário, bem como aqueles provenientes das simulações de estados transitórios. A análise

foca no comportamento dos principais parâmetros do reator, como pressão, temperaturas e vazão mássica, em resposta aos cenários de acidente simulados.

O quinto capítulo apresenta as principais conclusões da pesquisa, oferecendo um resumo dos resultados obtidos e destacando seu potencial para futuros estudos. Além disso, são discutidas as perspectivas de trabalhos subseqüentes que possam utilizar esta pesquisa como base para novas investigações.

2. REFERENCIAL TEÓRICO

2.1. Reatores de Água Pressurizada

Os reatores de água pressurizada (*Pressurized Water Reactors - PWRs*) representam uma das tecnologias mais amplamente empregadas para geração de energia nuclear, pertencendo à categoria dos reatores a água leve (*Light Water Reactors- LWRs*). Esses reatores utilizam água leve (H_2O) tanto como moderador de nêutrons quanto como refrigerante, operando sob condições termodinâmicas específicas para garantir eficiência e segurança [16]. O combustível nuclear utilizado em *PWRs* consiste tipicamente em urânio enriquecido de 3% a 5% ou óxidos mistos (*Mixed-oxide – MOX*) [16].

O sistema primário de um *PWR* opera sob pressões elevadas, tipicamente entre 15 e 16 MPa, o que impede a vaporização da água mesmo em temperaturas operacionais elevadas. O calor gerado no núcleo é transferido para a água do sistema primário, que circula em um circuito fechado. Esse calor é então transferido para um sistema secundário por meio de geradores de vapor. A separação física entre os sistemas primário e secundário é uma característica essencial dos *PWRs*, pois minimiza o risco de contaminação do sistema secundário por produtos de fissão, garantindo maior segurança operacional [16].

No sistema secundário, a água é convertida em vapor e direcionado para turbinas acopladas a geradores elétricos, onde a energia térmica é convertida em energia mecânica e, posteriormente, em energia elétrica. Após passar pelas turbinas, o vapor é resfriado em um condensador, retornando ao estado líquido. O resfriamento do condensador é realizado por um sistema terciário, que pode utilizar água proveniente de um reservatório, rio ou torre de refrigeração. A

água do sistema terciário, após absorver o calor residual, é descartada no ambiente ou recirculada, dependendo do projeto da usina [16].

A Figura 2 ilustra o layout típico de um PWR, destacando os três sistemas principais (primário, secundário e terciário) e seus componentes essenciais.

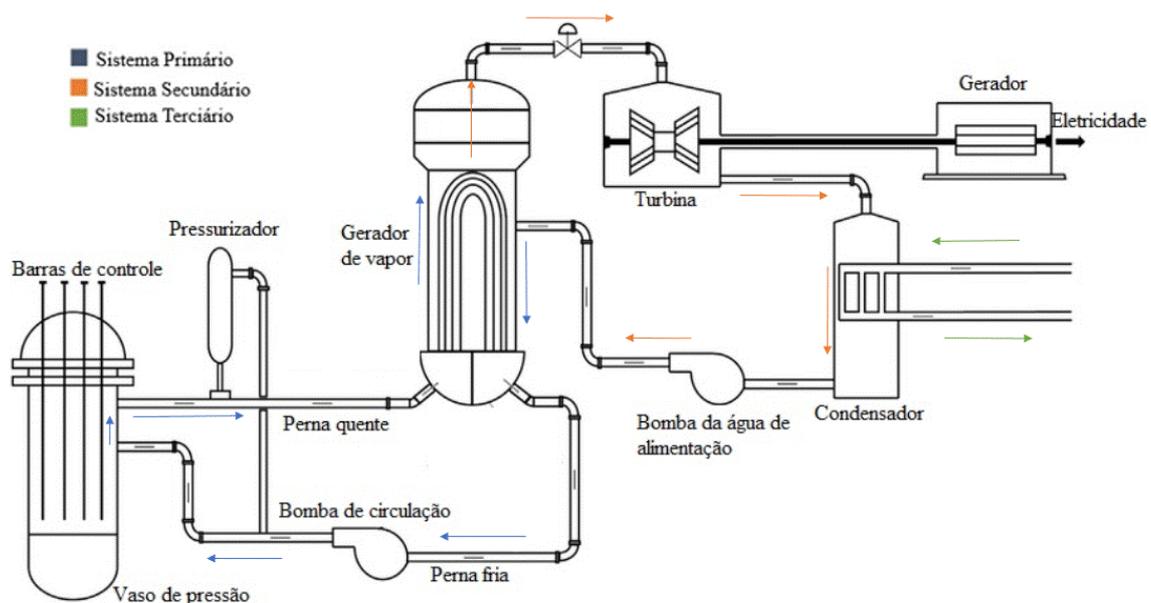


Figura 2 - Layout padrão de um *PWR*. Adaptado de [17].

A Figura 3 apresenta uma visão tridimensional de um *PWR* padrão, mostrando o vaso de pressão, pressurizador e trocadores de calor.

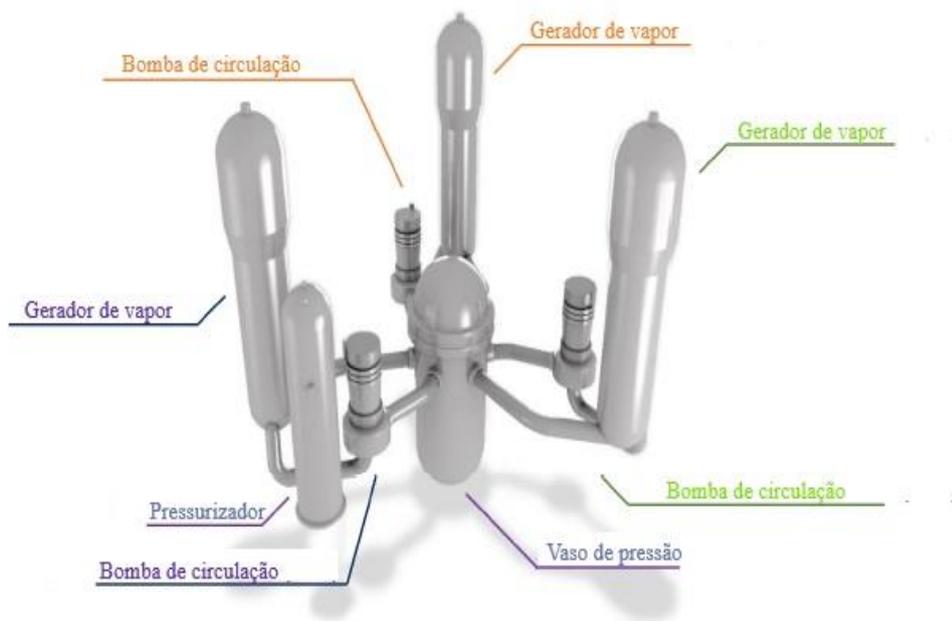


Figura 3 - Representação tridimensional de um *PWR*. Adaptado de [16].

A eficiência termodinâmica de um *PWR* é diretamente influenciada pelas condições operacionais e pelo projeto dos sistemas de transferência de calor, que visam otimizar o processo conversão de energia térmica em elétrica. Além de sua eficiência, os *PWRs* são caracterizados pela robustez de sua segurança, graças a múltiplas barreiras de contenção e sistemas de controle passivo e ativo para mitigar riscos operacionais e minimizar a liberação de produtos de fissão em condições de operação anômalas [16].

Em 2024, mais de 300 *PWRs* encontram-se em operação globalmente, sendo os principais países a utilizarem essa tecnologia os Estados Unidos, a Coreia do Sul, a China, a Rússia, o Japão e a França [18].

2.2. *SMRs (Small Modular Reactors)*

Segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (*International Atomic Energy Agency - IAEA*), a classe dos *SMRs* abrange reatores que são capazes de gerar uma potência térmica de aproximadamente 300 MWt, apresentam dimensões reduzidas quando comparados a reatores convencionais, são modularizáveis, possuem designs inovadores, sistemas de segurança mais robustos que reatores convencionais, flexibilidade de aplicações em condições operacionais que

reatores convencionais não abrangem, possibilidade de instalação em regiões onde não seria possível construir plantas convencionais, potencial de cogeração de energia com outras fontes e tempo de construção reduzido quando comparados a reatores convencionais [11, 19].

Entre as possíveis aplicações dos *SMRs* destacam-se o aquecimento de distritos, a cogeração de energia, a dessalinização de água marinha, o fornecimento de calor para processos industriais, a produção de hidrogênio e a integração em sistemas híbridos de energia [19].

Os *SMRs* possuem um significativo potencial para contribuir na redução das emissões de gases de efeito estufa provenientes de fontes fósseis, seja por meio de sua substituição integral em redes de energia de pequena escala ou isoladas, seja em sinergia com fontes renováveis na geração de energia. Devido aos seus custos iniciais mais baixos e às dimensões reduzidas em comparação às usinas nucleares convencionais, os *SMRs* também representam uma alternativa viável de geração energética para países onde a construção de grandes usinas nucleares é inviável ou inadequada [19].

Em consulta realizada em 2024, constata-se que existem mais de 80 projetos de *SMRs* em diferentes estágios de desenvolvimento e licenciamento, com duas plantas já operacionais na Rússia (KLT-40S) e China (HTR-PM) e outras plantas sendo construídas na Argentina (CAREM), Rússia (BREST-OD-300), China (ACP-100) e Estados Unidos (Hermes) [19].

De acordo com a *IAEA*, os *SMRs* classificam-se em [19]:

- *SMRs* para aplicações em terra refrigerados à água;
- *SMRs* para aplicações marinhas refrigerados à água;
- *SMRs* refrigerados a gás (*High-Temperature Gas-Cooled Reactors - HTGRs* e *Gas-cooled Reactors - GCRs*);
- *SMRs* refrigerados a metal líquido com nêutrons rápidos;
- *SMRs* a sal fundido (*Molten Salt Reactors - MSRs*);
- Microrreatores.

Atualmente, o desenvolvimento de *SMRs* abrange uma diversidade de projetos, incluindo 14 designs terrestres refrigerados a água leve ou pesada, seis projetos para aplicações marítimas, 14 *SMRs* refrigerados a gás abrangendo reatores de alta temperatura (*HTGRs*) e reatores

resfriados a gás (*GCRs*), 10 *SMRs* refrigerados por metal líquido com nêutrons rápidos, 11 *SMRs* utilizando sal fundido como fluido refrigerante e 13 microrreatores [19].

Em análise bibliométrica realizada por [4] em 2023 sobre *SMRs*, observa-se um crescimento acentuado no número de publicações científicas relacionadas ao tema a partir de 2012, alcançando seu ápice em 2020 e mantendo níveis elevados de produção acadêmica até 2022. No estudo, foram identificados 683 artigos científicos publicados sobre o assunto no período de 1996 a 2022, distribuídos entre 19 áreas do conhecimento, conforme apresentado na Tabela 1.

Tabela 1 - Número de publicações sobre *SMRs* por área do conhecimento (1996 a 2022).

Área	Número de Resultados	Percentual
Energia	568	83,1%
Engenharia	282	41,3%
Física e Astronomia	174	25,5%
Ciências Ambientais	141	20,6%
Ciências dos Materiais	72	10,5%
Matemática	41	6,0%
Ciência da Computação	29	4,2%
Engenharia Química	14	2,0%

Fonte: Adaptado de [4].

Ao analisar as palavras-chave presentes nas publicações sobre *SMRs* no período de 1996 a 2022, e agrupá-las em clusters temáticos, observa-se que os temas com o maior número de ocorrências são: segurança de *SMRs* à água pressurizada (150 itens); *design*, estabilidade mecânica e limitações de *design* (130 itens); e *HTGRs*, demanda de eletricidade e eficiência energética (111 itens). A Figura 4 apresenta uma representação visual dos termos mais frequentes.

combustíveis, cujo design foi inspirado no modelo 17x17 do Elemento Combustível Coreano (*Korea Fuel Assembly - KOFA*), amplamente utilizado e consolidado nas operações realizadas na Coreia do Sul [8].

Os elementos combustíveis do *SMART* são constituídos por 264 varetas combustíveis de 8,05 mm de diâmetro e 2 m de comprimento, 21 tubos-guia para barras de controle e 4 tubos instrumentais. O combustível utilizado é o dióxido de urânio (UO_2) enriquecido a 4,95%, proporcionando reatividade suficiente para um ciclo de operação de três anos [8]. A Figura 5 apresenta uma representação do vaso de pressão do *SMART*.

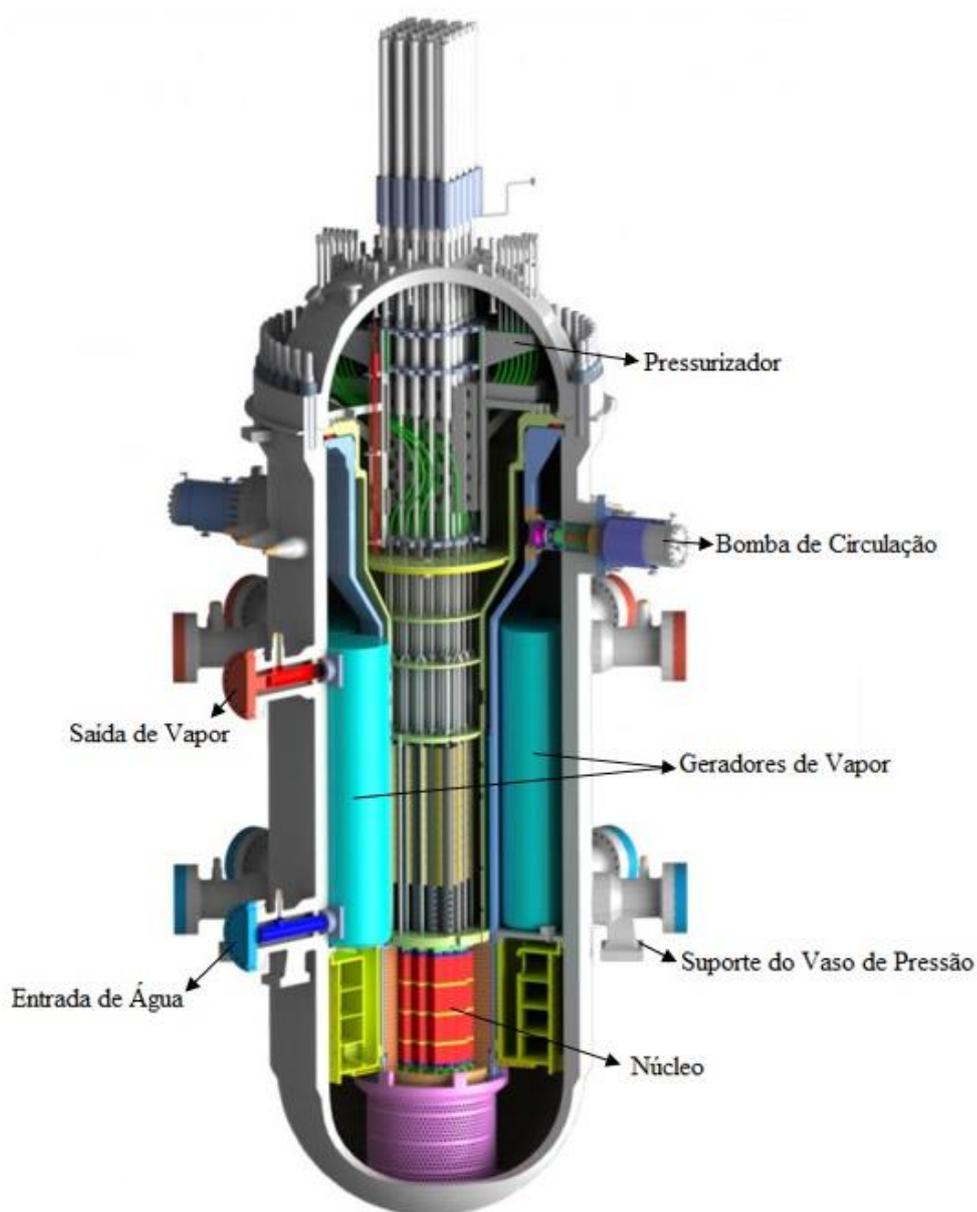


Figura 5 - Representação do vaso de pressão do *SMART*. Adaptado de [20].

O *SMART* utiliza quatro tipos de elementos combustíveis que diferem entre si pelo seu número total, pelo número de varetas combustíveis, por sua posição no núcleo e pelo número e posições de barras de venenos queimáveis. Os quatro tipos de elementos combustíveis (A, B, C e D) são descritos na Tabela 2.

Tabela 2 - Características gerais dos elementos combustíveis utilizados no *SMART*.

Tipo	Nº Total	Nº Varetas Combustíveis	Nº Barras Al₂O₃-B₄C	Nº Barras Gd₂O₃-UO₂
A	20	240	24	-
B	16	244	20	-
C	1	236	24	4
D	20	228	24	12

Fonte: [8].

No início de seu ciclo de vida, o *SMART* apresenta excesso de reatividade suficiente para compensar a queima de combustível e o aumento da concentração de produtos de fissão. Como boro solúvel não é incorporado ao moderador, barras de controle e varetas de venenos queimáveis são empregados a fim de evitar a supercriticalidade no início de seu ciclo. São usadas barras de venenos queimáveis compostas por Al₂O₃-B₄C, bem como barras de combustível contendo Gd₂O₃ a 12% e UO₂ enriquecido a 1,8%. As características gerais das barras de venenos queimáveis utilizadas no *SMART* são apresentadas na Tabela 3 [8].

Tabela 3 - Parâmetros gerais das barras de venenos queimáveis utilizadas no SMART.

Parâmetro	$\text{Al}_2\text{O}_3 - \text{B}_4\text{C}$	$\text{Gd}_2\text{O}_3 - \text{UO}_2$
Diâmetro da pastilha	0,7604 cm	0,805 cm
Altura da pastilha	-	1,0 cm
Densidade da pastilha	3,94 g/cm ³	9,784 g/cm ³
Densidade teórica de UO_2	-	10,96 g/cm ³
Densidade teórica de Gd_2O_3	-	7,41 g/cm ³
Material do Revestimento	zircaloy-4	zircaloy-4
Diâmetro interno do revestimento	0,822 cm	0,822 cm
Diâmetro externo do revestimento	0,95 cm	0,95 cm
Espessura do revestimento	0,0641 cm	0,0641 cm
Altura ativa	2 m	2 m

Fonte: [8].

A disposição das barras de venenos queimáveis para os quatro tipos de elementos combustíveis (A, B, C e D) do SMART é apresentada na Figura 6.

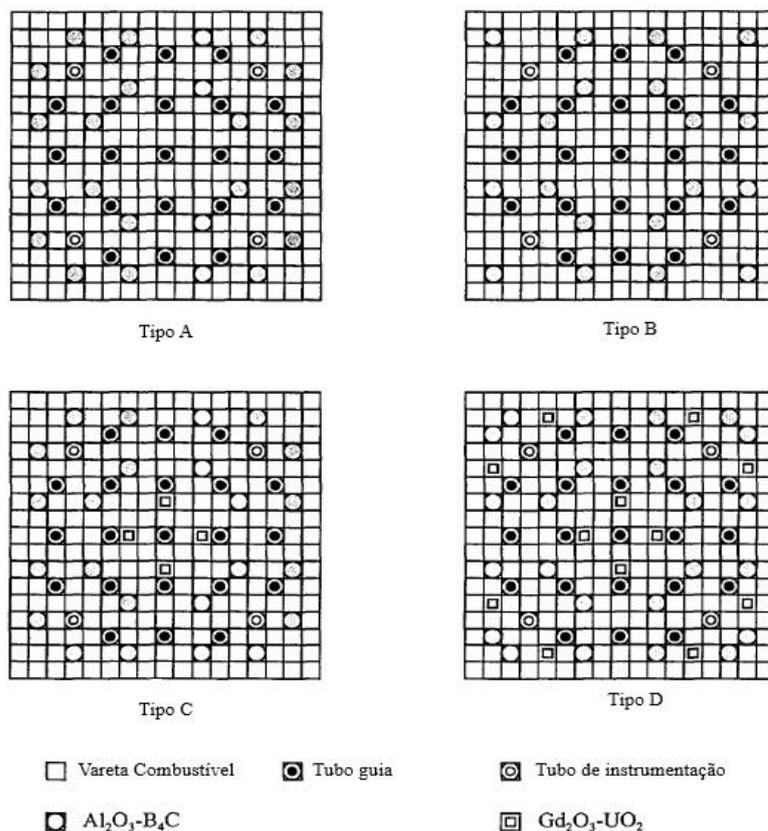


Figura 6 - Disposição das barras de venenos queimáveis para os quatro tipos de elementos combustíveis utilizados no SMART. Adaptado de [8].

O *SMART* apresenta um total de 9 barras de controle que formam o banco de regulação (*Regulating Bank - R*), cujo material é Ag-In-Cd e 21 barras de controle que formam o banco de desligamento (*Shutdown Bank - S*), cujo material é B₄C. As barras de controle de Ag-In-Cd são utilizadas para regular a reatividade durante a operação do reator, ao passo que as barras de B₄C são responsáveis pelo desligamento completo do reator. Desta forma, algumas barras de Ag-In-Cd ficam inseridas no núcleo durante a operação, ao passo que as barras de B₄C ficam totalmente retiradas do núcleo durante operação normal. A Tabela 4 apresenta parâmetros gerais das barras de controle [8].

Tabela 4 - Características gerais das barras de controle utilizadas no *SMART*.

Parâmetro	Ag-In-Cd	B₄C
Número total	9	21
Geometria	Cilíndrica	Cilíndrica
Material do Revestimento	Aço inoxidável	Aço inoxidável
Espessura do Revestimento	0,047 cm	0,047 cm
Diâmetro interno do Revestimento	0,874 cm	0,874 cm
Diâmetro externo do revestimento	0,968 cm	0,968 cm
Comprimento	2,0 m	2,0 m
Diâmetro da barra de controle	0,866 cm	0,7468 cm
Densidade	10,17 g/cm ³	1,77 g/cm ³
%m Ag	80%	-
%m In	15%	-
%m Cd	5%	-
%m B-10	-	70,425%
%m B-11	-	7,825%
%m C	-	21,75%

Fonte: [8].

A Figura 7 mostra a disposição dos bancos de barras de regulação e desligamento no núcleo do *SMART*.

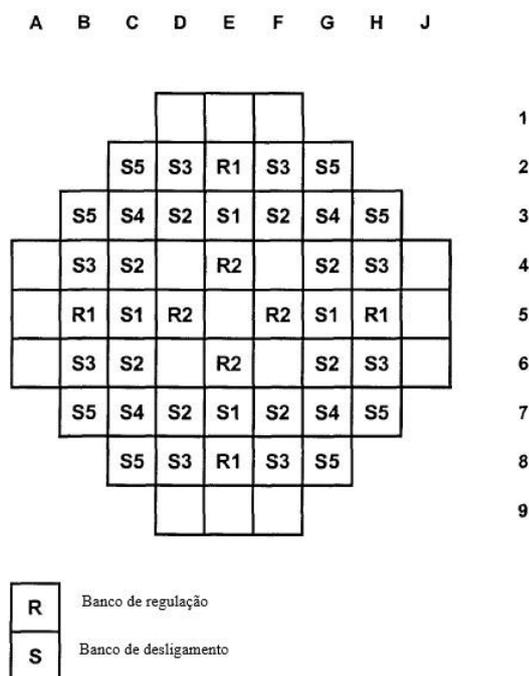


Figura 7 - Disposição dos bancos de regulação e desligamento no núcleo do *SMART*.

Adaptado de [8].

As varetas combustíveis utilizadas no *SMART* são revestidas por zircaloy-4, e o *gap* é preenchido por hélio [21]. As dimensões radiais de uma vareta combustível são apresentadas na Figura 8.

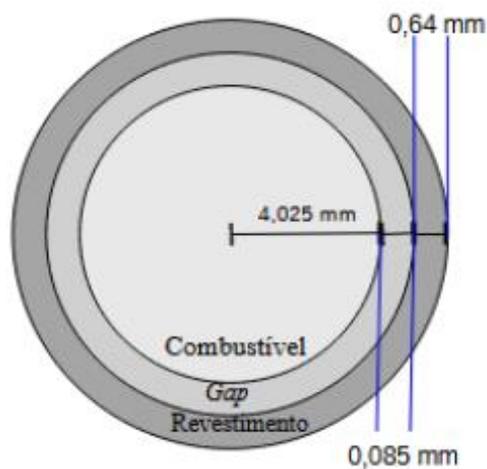


Figura 8 - Dimensões radiais de uma vareta combustível do *SMART* (fora de escala).

O padrão de distribuição do núcleo é apresentado na Figura 9, onde A, B, C e D são os tipos de elementos combustíveis caracterizados previamente.

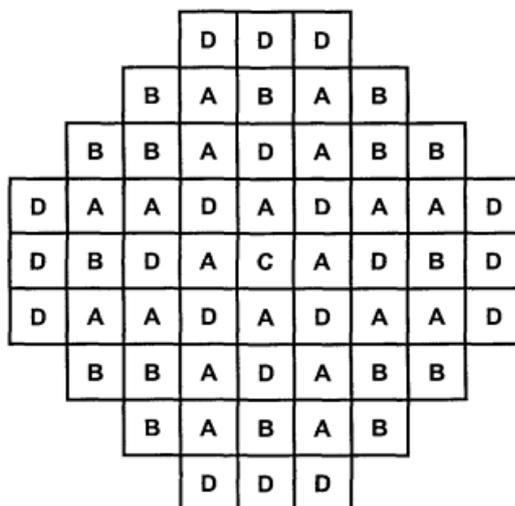


Figura 9 - Padrão de distribuição de elementos combustíveis no núcleo do *SMART* [8].

Parâmetros gerais do *SMART* são apresentados na Tabela 5.

Tabela 5 - Parâmetros gerais do *SMART*.

Parâmetro	Valor
Número total de posições para varetas combustíveis	15048
Número total de varetas combustíveis	13500
Número total de varetas de $Al_2O_3-B_4C$	1304
Número total de varetas de $Gd_2O_3-UO_2$	244
Número total de varetas	13744
Espaçamento entre elementos combustíveis	0,394 cm
Diâmetro Hidráulico do canal nominal	1,18 cm
Área total do núcleo	2,64 m ²
Área de fluxo total (excluindo tubos guia)	1,4 m ²
Diâmetro equivalente do núcleo	183,2 cm
Diâmetro circunscrito do núcleo	204 cm
Carga de combustível no núcleo	12436,5 kgU
Massa de zircaloy-4 no núcleo	4032,5 kg
Volume de combustível	1,4 m ³
Massa total do elemento combustível	386,307 kg
Diâmetro da pastilha combustível	0,805 cm
Altura da pastilha combustível	1 cm
Densidade da pastilha combustível	10,40 g/cm ³
Densidade teórica da pastilha combustível	10,96 g/cm ³
Densidade da pastilha combustível (%teórica)	94,89%
Diâmetro interno do revestimento	0,822 cm
Diâmetro externo do revestimento	0,95 cm
Espessura do revestimento	0,064 cm

Fonte: [8].

O *SMART* apresenta quatro bombas de circulação horizontais instaladas na porção superior do vaso de pressão. As bombas utilizadas no *SMART* não apresentam selos hídricos, o que impossibilita a ocorrência de acidentes com perda de refrigerante de pequena escala (*Small Break Loss of Coolant Accidents - SB-LOCAs*) associados à falha de tais componentes [21]. A Tabela 6 apresenta os parâmetros disponíveis na literatura sobre as bombas de circulação

utilizadas no *SMART* [22]. Os demais parâmetros de entrada associados às bombas de circulação necessários para a modelagem do reator em *RELAP5 MOD 3.3*. foram calculados, como será mostrado no capítulo 3.

Tabela 6 - Parâmetros das bombas de circulação.

Parâmetro	Valor
Número de bombas	4
Velocidade de rotação	3600 rpm
Vazão	0,89 m ³ /s

Fonte: [22]

O *SMART* possui 8 geradores de vapor localizados na região anular entre o suporte do núcleo e o vaso de pressão. Os geradores de vapor são constituídos internamente por 375 tubos em arranjo helicoidal, por onde escoam o fluido do sistema secundário, a contrafluxo do fluido refrigerante, que escoam na região externa dos tubos. O material dos tubos é o INCONEL 690 [21]. A Figura 10 apresenta uma representação do sentido de fluxo do fluido refrigerante no *SMART*.

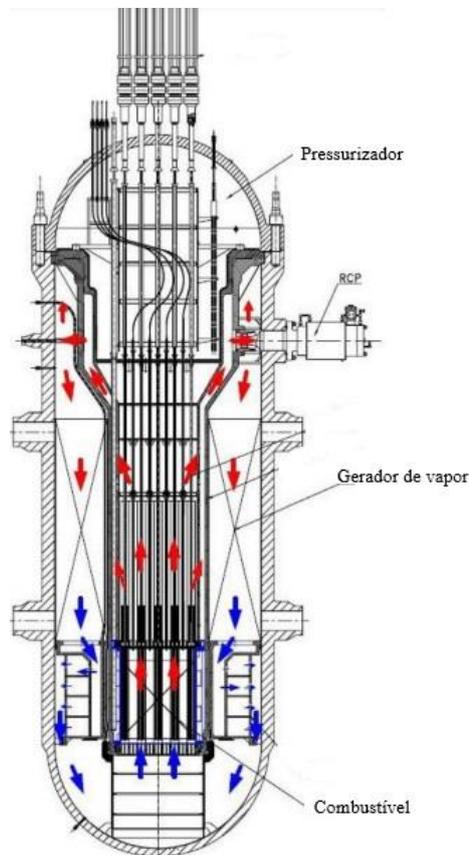


Figura 10 - Sentido de fluxo de refrigerante no *SMART*. Adaptado de [20].

A Tabela 7 apresenta os principais parâmetros dos geradores de vapor do *SMART*.

Tabela 7 - Parâmetros gerais dos geradores de vapor do *SMART*.

Parâmetro	Valor
Número de geradores de vapor	8
Número de tubos/gerador de vapor	375
Diâmetro externo dos tubos	17 mm
Diâmetro interno dos tubos	12 mm
Comprimento dos tubos	25,6 m
Área superficial dos tubos	500 m ²
Volume do gerador de vapor	8 m ³
Inclinação dos tubos	8,41°

Fonte: [22].

O *SMART* opera a uma pressão de 15 MPa no sistema primário e 5,2 MPa no sistema secundário. Durante a passagem pelo núcleo, espera-se que o fluido refrigerante sofra um aumento de 40 K em sua temperatura, retornando ao valor inicial após a troca térmica nos geradores de vapor. A queda de pressão estimada para o sistema primário é de 0,4 MPa. No sistema secundário, a água deixa os geradores de vapor na forma de vapor superaquecido a 547 K e a 5,2 MPa. As vazões mássicas nos sistemas primário e secundário são, respectivamente, 2090 kg/s e 161 kg/s [21].

2.3.2. Sistemas de Segurança

O *SMART* adota dois sistemas principais de segurança: a segurança inerente, que resulta diretamente do próprio projeto do reator, e medidas de segurança adicionais, que visam aumentar a resistência do sistema à ocorrência de acidentes [21]. Entre os sistemas de segurança inerentes e passivos, destacam-se:

- Integralização de componentes em um único vaso de pressão;
- Utilização de bombas de circulação sem selos hídricos;
- Posição elevada dos geradores de vapor em relação ao núcleo;
- Baixa densidade de potência do núcleo;

- Baixo coeficiente de temperatura do moderador (*Moderator Temperature Coefficient - MTC*).

A integração dos principais componentes do *SMART* (bombas de circulação, geradores de vapor, pressurizador e núcleo) em um único vaso de pressão, sem a necessidade de tubulações de conexão entre esses componentes, praticamente elimina a possibilidade de ocorrência de *LB-LOCAs* no reator. A ausência de selos hídricos nas bombas de circulação, devido à sua configuração, elimina também potenciais *SB-LOCAs* associados à falha desses componentes. Os geradores de vapor são posicionados a uma altura superior ao núcleo, o que favorece a circulação natural do fluido refrigerante que retorna ao núcleo. Esse arranjo, combinado com a baixa resistência ao escoamento, permite a remoção passiva de calor por meio da circulação natural, mesmo na ausência de outros métodos de remoção de calor. A baixa densidade de potência do núcleo minimiza o risco de elevações significativas da temperatura do combustível em situações de acidentes. Além disso, o coeficiente de temperatura do moderador baixo e negativo limita a potência do reator durante acidentes, aprimorando os efeitos autorreguladores do núcleo [21].

São sistemas de segurança adicionais:

- Sistema de desligamento do reator (*Reactor Shutdown System - RSS*);
- Sistema de injeção de segurança (*Safety Injection System - SIS*);
- Sistema de remoção de calor residual passivo (*Passive Residual Heat Removal System - PRHRS*);
- Tanque de injeção de emergência de boro;
- Sistema de refrigeração de desligamento (*Shutdown Cooling System - SCS*);
- Sistema de spray de contenção (*Containment Spray System - CSS*);
- Sistema de proteção à sobrepressurização do reator (*Reactor Overpressure Protection System - ROPS*);
- Sistema de mitigação de acidentes severos (*Severe Accident Mitigation System - SAMS*).

O *RSS* é responsável pelo desligamento imediato do reator, acionado pela inserção das barras de controle, que são ativadas por gravidade, sempre que determinados parâmetros operacionais apresentem desvios significativos além dos limites de segurança preestabelecidos. Além disso,

o reator pode ser desligado rapidamente por meio da injeção de boro no sistema, que atua como um absorvedor de nêutrons, controlando a reação nuclear.

O *SIS* tem a função de prevenir danos ao núcleo em situações de *SB-LOCAs*. Caso a pressão no pressurizador caia abaixo de 10 MPa, água fria é imediatamente injetada no sistema de refrigeração do reator, com o objetivo de manter a integridade do núcleo e evitar que o combustível fique exposto a altas temperaturas, minimizando o risco de danos.

O *PRHRS* é composto por quatro sistemas independentes que removem o calor de decaimento do núcleo e o calor sensível por meio de circulação natural, especialmente em situações de emergência. Este sistema é capaz de manter o núcleo resfriado e intacto por até 72 horas, mesmo na ausência de energia elétrica ou intervenção humana, proporcionando uma robusta resposta passiva durante eventos extremos.

O *SCS* opera em conjunto com o *PRHRS*, visando reduzir a temperatura das bombas de circulação do sistema primário nos períodos pós-desligamento do reator. Essa função é essencial para garantir a integridade do sistema de bombeamento, evitando superaquecimento e falhas dos componentes durante a fase de resfriamento passivo.

O *CSS* tem como principal função reduzir a pressão e a temperatura do reator em casos de *LOCAs* e, em caso de falha do sistema primário, é responsável por remover produtos de fissão da atmosfera do prédio de contenção. Isso é feito por meio da pulverização de água borada, que não apenas ajuda a controlar a pressão, mas também atua na absorção de nêutrons.

O *ROPS* é projetado para reduzir a pressão do reator em situações de acidentes relacionados a falhas do sistema de controle. Quando a pressão no sistema primário ultrapassa os limites estabelecidos, válvulas de segurança do pressurizador são abertas, permitindo a liberação controlada de vapor para a atmosfera do prédio de contenção, evitando que a pressão interna atinja níveis perigosos.

O *SAMS* tem como principal objetivo prevenir o escape de corium da contenção, o que poderia ocorrer em cenários de acidentes severos. Nesse sistema, uma pequena região sob o vaso de pressão do reator é preenchida com água proveniente do *CSS*, criando uma barreira térmica que impede a fuga do corium, mantendo a integridade da contenção e reduzindo o risco de liberação de material radioativo para o ambiente.

2.4. RELAP5

O *RELAP5* é um código de análise termo-hidráulica desenvolvido pelo *Idaho National Engineering Laboratory (INEL)* para a Comissão Regulatória Nuclear dos Estados Unidos (*U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC*). Sua principal função é simular de forma precisa o comportamento de reatores de água leve (*Light Water Reactors - LWRs*), sendo amplamente utilizado em processos de licenciamento de reatores, bem como em análises de segurança e na prevenção de acidentes. O *RELAP5* é capaz de realizar simulações em diversos cenários, abrangendo tanto condições de estado estacionário quanto transitórios postulados e não postulados, o que o torna uma ferramenta essencial para a avaliação do desempenho e da segurança dos sistemas nucleares em diferentes situações operacionais e de emergência [23, 24].

O *RELAP5 MOD 3.3* é implementado na linguagem FORTRAN 77, sendo compatível com sistemas de 32 e 64 bits. O código é estruturado em módulos sequenciais, com procedimentos encapsulados em sub-rotinas independentes, o que permite uma organização modular e facilita a manutenção e atualização do sistema. A arquitetura do código é projetada para possibilitar a execução eficiente de simulações complexas, mantendo a flexibilidade para análises detalhadas em diferentes cenários. A estrutura organizacional do *RELAP5 MOD 3.3* está ilustrada na Figura 11 [23, 24].

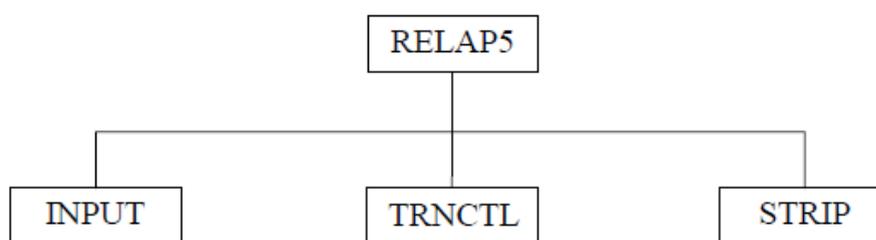


Figura 11 - Estrutura de módulos sequenciais do RELAP5 MOD 3.3 [23].

O bloco *INPUT* é encarregado do processamento dos dados de entrada, além de preparar os blocos de dados necessários para a operação do código. Ele assegura que as informações fornecidas pelo usuário sejam corretamente interpretadas e organizadas para as simulações subsequentes. O bloco transitório/estado estacionário (*transient/steady-state - TRNCTL*) tem a função de gerenciar a execução de simulações tanto em condições de transitório quanto em

estado estacionário, possibilitando a análise de diferentes cenários operacionais e acidentais. Já o bloco *STRIP* é responsável pela extração de dados específicos da simulação, facilitando a análise dos resultados e permitindo a geração de relatórios ou a realização de verificações pós-simulação [24].

O *RELAP5 MOD 3.3* opera com base em um conjunto de equações fundamentais, que incluem balanços de massa e energia, equações de estado, equações constitutivas, modelos especiais, equações de transferência e condução de calor, além de métodos numéricos para a solução de equações diferenciais. Para a modelagem do comportamento do sistema, o *RELAP5* resolve um sistema de oito equações de campo, as quais são aplicadas a oito variáveis dependentes primárias. Essas equações são fundamentais para a simulação do comportamento térmico-hidráulico do reator, permitindo a análise detalhada das condições operacionais e acidentais [23,24]. As variáveis dependentes primárias são:

- Pressão (P);
- Energias internas específicas de fase (U_g e U_f);
- Fração de vazio ou fração de volume de vapor (α_g);
- Velocidades fásicas (v_g e v_f);
- Qualidade de não-condensáveis (χ_n);
- Densidade de boro (ρ_b).

Essas equações são resolvidas simultaneamente para descrever o comportamento dinâmico do sistema, levando em consideração fenômenos como variações de temperatura, pressão e fluxo ao longo do tempo e das condições operacionais [23,24].

As variáveis independentes das equações de campo são tempo (t) e distância (x) [23, 24]. As variáveis dependentes secundárias utilizadas são:

- Densidades de fase (ρ_g e ρ_f);
- Temperaturas de fase (T_g e T_f);
- Temperatura de saturação (T_{sat});
- Fração de massa de não condensáveis em fase de gás para a i -ésima espécie de gás não condensável (χ_i).

As equações de campo no *RELAP5 MOD 3.3* incluem duas equações de continuidade, duas de momento e duas de energia, as quais descrevem os principais fenômenos termo-hidráulicos que ocorrem no sistema. As equações de continuidade asseguram a conservação de massa ao longo do sistema, levando em consideração a variação da densidade e o fluxo do fluido refrigerante através das células de volume. As equações de momento descrevem a conservação do momento linear, sendo essenciais para calcular o fluxo e as forças associadas ao movimento do fluido. As equações de energia modelam a conservação de energia no sistema, levando em conta tanto a transferência de calor quanto a mudanças de fase do refrigerante [23,24].

As equações diferenciais associadas a essas leis de conservação são resolvidas integrando-as tanto no espaço quanto no tempo. Espacialmente, as equações de massa e energia são integradas através das células de volume, que representam a discretização do espaço ao longo do sistema de tubos e componentes do reator. Já as equações de momento são integradas entre as junções, ou seja, de uma célula de volume a outra, considerando a interação entre os diferentes segmentos do sistema [23,24].

Esse processo de integração espacial e temporal permite que o *RELAP5 MOD 3.3* simule com precisão a evolução dos parâmetros termodinâmicos ao longo do tempo, considerando tanto condições estacionárias quanto transitórias. Esse método garante uma descrição detalhada do comportamento do sistema sob diversas condições operacionais, incluindo cenários acidentais [23, 24].

Detalhes a respeito das equações, variáveis e métodos utilizados pelo *RELAP5 MOD 3.3* podem ser encontrados em [23], [24] e [25].

3. METODOLOGIA

3.1. Estado Estacionário

Os parâmetros de entrada utilizados na modelagem do ciclo primário do *SMART* são apresentados na Tabela 8.

Tabela 8 - Parâmetros de entrada de referência empregados na modelagem do sistema primário do *SMART*.

Parâmetro	Valor
Potência Total (P_{ot_r})	330 MWt
Altura ativa do combustível (L_f)	2,0 m
Área efetiva para troca de calor no núcleo (A_t)	1,4 m ²
Vazão mássica (\dot{m}_p)	2090 kg/s
Temperatura de entrada do refrigerante (núcleo)($T_{(n)}$)	543 K
Temperatura de saída do refrigerante (núcleo)($T_{out(n)}$)	583 K
Gradiente de temperatura do fluido refrigerante (núcleo)(ΔT_n)	40 K
Número de elementos combustíveis (N)	57
Pressão nominal do sistema (P)	15 MPa
Queda de pressão ao longo do núcleo (ΔP_n)	0,4 MPa
Número de geradores de vapor	8
Área superficial total de geradores de vapor (A_s)	500 m ²
Número de bombas de circulação	4
Velocidade das bombas de circulação (v_{pmp})	3600 rpm
Vazão das bombas de circulação (Q_v)	0,89 m ³ /s
Gradiente de temperatura do refrigerante nos geradores de vapor (ΔT_{sg})	40 K

Fonte: [8, 21].

Os canais de escoamento do refrigerante ao longo do núcleo foram modelados de forma a representar individualmente cada tipo de canal associado às quatro categorias de elementos combustíveis presentes no *SMART*. Os canais 301, 302, 303 e 304 correspondem, respectivamente, aos elementos combustíveis dos tipos C, A, B e D. Apenas um canal de cada espécie foi modelado. Cada um deles apresenta características específicas, incluindo

distribuição de potência, área de escoamento de refrigerante e vazão mássica. Cada canal foi subdividido em 11 seções axiais. A área de fluxo de cada canal foi determinada dividindo-se a área de fluxo total (1,4 m²) pelo número total de elementos combustíveis e multiplicando-se pelo número de elementos combustíveis do tipo x, como mostra a Equação 1.

$$A(x) = \frac{1,4}{N} N(x) \quad (1)$$

A vazão mássica para cada canal de escoamento foi calculada de maneira análoga, como mostra a Equação 2.

$$\dot{m}(x) = \frac{2090}{N} N(x) \quad (2)$$

Os valores de vazão mássica e área de fluxo para os canais de escoamento de refrigerante pelo núcleo são apresentados na Tabela 9.

Tabela 9 - Parâmetros de entrada calculados para os canais de escoamento do núcleo.

Canal	Tipo de Elemento Combustível	Identificação	Nº de elementos combustíveis	Vazão Mássica (kg/s)	Área de escoamento (m²)
1	C	301	1	36,67	0,0246
2	A	302	20	733,33	0,4912
3	B	303	16	586,67	0,393
4	D	304	20	733,33	0,4912

Fonte: [8].

Aos quatro canais de escoamento modelados foram associadas estruturas de calor (*Heat Structures - HS*) que representam a energia térmica gerada pelo combustível. As estruturas de calor foram modeladas com 11 divisões axiais e 7 divisões radiais e têm dimensões de uma vareta combustível, como ilustra a Figura 12.

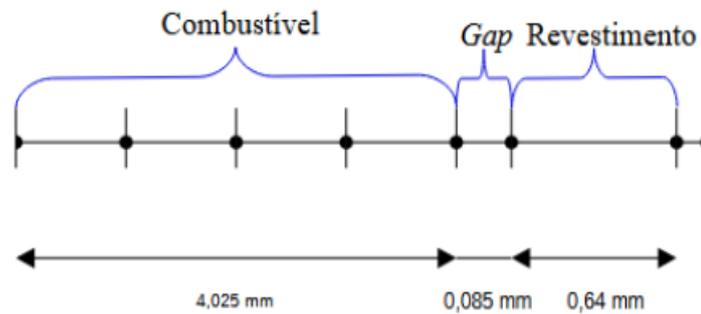


Figura 12 - Nodalização das estruturas de calor do núcleo.

O modelo foi construído de acordo com as dimensões reais das varetas combustíveis propostas para o reator. As propriedades térmicas dos materiais UO_2 , hélio e zircaloy-4 foram devidamente inseridas no modelo como dados de entrada do RELAP5 para representar respectivamente as três regiões: combustível, *gap* e revestimento. As propriedades térmicas utilizadas na caracterização dos materiais são condutividade térmica (W/m.K) e capacidade térmica volumétrica ($\text{J/m}^3.\text{K}$). Para o UO_2 , os valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica foram calculados no intervalo de temperatura de 400 K a 2700 K [26], ao passo que para o zircaloy-4 apenas a condutividade térmica foi calculada, e para o intervalo de 400 K a 1700 K. Para ambos os materiais a determinação da condutividade térmica seguiu a metodologia apresentada em [26, 27]. A capacidade térmica específica do zircaloy-4 foi extraída de [26]. Detalhes sobre o cálculo das propriedades térmicas do UO_2 e do zircaloy-4 são apresentados no Apêndice A. Para o hélio, como sua capacidade térmica volumétrica e condutividade térmica variam pouco no intervalo de temperatura desejado, foram empregados valores constantes [26]. As Tabelas 10, 11 e 12 apresentam os valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica obtidos para os materiais constituintes de combustível, revestimento e *gap*, respectivamente.

Tabela 10 - Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica calculados para o UO₂.

Temperatura (K)	Condutividade Térmica (W/m.K)	Capacidade Térmica Volumétrica (10⁶ J/m³.K)
400	6,8530	2,92
500	5,8664	3,09
600	5,1308	3,21
700	4,5619	3,29
800	4,1098	3,35
900	3,7427	3,40
1000	3,4397	3,45
1100	3,1866	3,48
1200	2,9733	3,52
1300	2,7925	3,56
1400	2,6392	3,59
1500	2,5094	3,62
1600	2,4007	3,65
1700	2,3111	3,68
1800	2,2396	3,71
1900	2,1857	3,74
2000	2,2155	3,77
2100	2,2782	3,80
2200	2,3538	3,83
2300	2,4450	3,85
2400	2,5548	3,88
2500	2,6871	3,91
2600	2,8467	3,94
2700	3,0389	3,96

Tabela 11 - Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica para o zircaloy-4.

Temperatura (K)	Condutividade Térmica (W/m.K)	Temperatura (K)	Capacidade Térmica Volumétrica (10⁶ J/m³.K)
400	14,04088	400	1,98
500	15,29375	640	2,17
600	16,48672	1090	2,46
700	17,66581	1093	3,29
800	18,87704	1113	3,87
900	20,16643	1133	4,03
1000	21,58000	1153	4,71
1100	23,16377	1173	5,35
1200	24,96376	1193	5,04
1300	27,02599	1213	4,06
1400	29,39648	1233	3,07
1500	32,12125	1248	2,33
1600	35,24632	1300	3,56
1700	38,81771	1400	3,59

Fonte: [26]

Tabela 12 - Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica utilizados para o hélio.

Condutividade Térmica (W/m.K)	Capacidade Térmica Volumétrica (J/m³.K)
0,6923	926,95

Fonte: [26].

A modelagem dos geradores de vapor foi realizada segundo metodologia proposta por [28] para geradores de vapor helicoidais. Foram utilizados seis canais de escoamento verticais, cada um com 11 volumes axiais conectados a estruturas de calor responsáveis pelas trocas de calor entre o refrigerante do sistema primário e o sistema secundário. As estruturas de calor correspondentes foram modeladas em 11 divisões axiais e duas divisões radiais. O material considerado para essas estruturas de calor foi o INCONEL-690 [21]. Para condutividade

térmica e capacidade calorífica do material, foram usados valores no intervalo de temperatura de 373 K a 1273 K extraídos de [29], como apresentado na Tabela 13.

Tabela 13 - Valores de condutividade térmica e capacidade térmica volumétrica utilizados para o INCONEL-690.

Temperatura (K)	Condutividade Térmica (W/m.K)	Capacidade Térmica Volumétrica (10⁶ J/m³.K)
373	13,5	3,88
473	15,4	4,07
573	17,3	4,23
673	19,1	4,51
773	21,0	4,73
873	22,9	4,95
973	24,8	5,17
1073	26,6	5,39
1173	28,5	5,60
1273	30,1	5,82

Fonte: [29].

Os parâmetros de entrada para o *RELAP5* incluem valores específicos relacionados às bombas de circulação, como o momento de inércia e o torque. Devido à ausência de informações detalhadas sobre esses componentes nas fontes disponíveis sobre o *SMART*, esses parâmetros foram determinados por meio de cálculos ou estimativas baseadas em comparações com bombas similares cujos dados estão disponíveis na literatura. O cálculo do momento de inércia das bombas foi realizado com base na Equação 3 [30].

$$I = (1,5 \cdot 10^7) \left(\frac{\text{Pot}_{\text{pmp}}}{v_{\text{pmp}}^3} \right)^{0,9556} + 118 \left(\frac{\text{Pot}_{\text{pmp}}}{v_{\text{pmp}}} \right)^{1,48} \quad (3)$$

Em que I é o momento de inércia da bomba em kg.m^2 , v_{pmp} é a velocidade das bombas de circulação em rpm e Pot_{pmp} é a potência das bombas. Pot_{pmp} é calculada a partir da Equação 4 [30]:

$$P = \frac{\rho \cdot Q_v \cdot h_{\text{pmp}} \cdot g}{\eta \cdot 3,6 \cdot 10^6} \quad (4)$$

Em que:

- ρ = Densidade do refrigerante (kg/m^3)
- Q_v = Vazão (m^3/s)
- h_{pmp} = Altura manométrica (m)
- g = Aceleração em função da ação gravitacional (m/s^2)
- η = Eficiência da bomba
- I = Momento de inércia da bomba (kg.m^2)

O torque das bombas (N.m) é calculado pela Equação 5 [30]:

$$\tau = 9450 \left(\frac{P_{\text{otpmp}}}{v_{\text{pmp}}} \right) \quad (5)$$

Para os demais parâmetros de entrada requeridos na modelagem das bombas de circulação, adotou-se o modelo de bomba da *Westinghouse*, que já se encontra incorporado ao RELAP5 MOD3.3 como uma de suas bombas padrão. Essa abordagem permitiu a utilização de características hidráulicas previamente validadas, garantindo maior fidelidade na representação do desempenho das bombas no sistema primário do *SMART*.

O sistema secundário, também modelado conforme metodologia proposta por [28] para geradores de vapor helicoidais, foi representado por seis canais de escoamento com uma inclinação de $8,4^\circ$ [30], em contrafluxo ao fluido refrigerante do sistema primário. Cada um dos seis canais de escoamento possui, individualmente, um comprimento equivalente ao comprimento total dos tubos helicoidais dos geradores de vapor (25,63 m) [31]. A área de escoamento de cada tubo helicoidal foi calculada com base nos dados disponíveis em [31]. A Figura 13 apresenta a nodalização proposta para um dos canais de escoamento do sistema secundário.

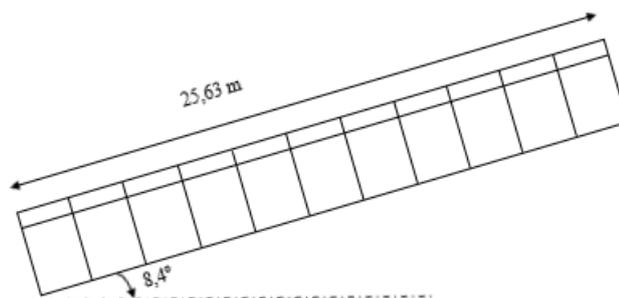


Figura 13 - Nodalização proposta para os canais de escoamento do sistema secundário.

A Tabela 14 apresenta os parâmetros de entrada empregados na modelagem do sistema secundário.

Tabela 14 - Parâmetros de entrada de referência empregados na modelagem do sistema secundário do SMART.

Parâmetro	Valor
Pressão de entrada ($P_{(s)}$)	5,2 MPa
Pressão de saída ($P_{out(s)}$)	3,2 MPa
Variação de pressão ao longo do sistema secundário (ΔP_s)	2 MPa
Área de escoamento total (A_f)	1,19 m ²
Vazão mássica (\dot{m}_s)	161 kg/s
Altura (h_{sg})	2 m
Comprimento total dos tubos helicoidais (L_{sg})	25,63 m
Inclinação dos tubos helicoidais (θ_s)	8,4°
Temperatura de entrada da água ($T_{(s)}$)	507 K
Temperatura de saída do vapor ($T_{out(s)}$)	547 K
Aumento de temperatura do fluido (ΔT_s)	40 K

Fonte: [31].

A nodalização dos sistemas primário e secundário do SMART desenvolvida neste trabalho é apresentada na Figura 14. Os canais 301, 302, 303 e 304 representam a área de vazão do núcleo para cada tipo de elemento combustível. As estruturas PMP 600, PMP 601, PMP 602 e PMP 603 correspondem às bombas de circulação, enquanto as estruturas de 305 a 310 representam a região anular externa aos geradores de vapor. Já as estruturas de 800 a 805 representam a região interna dos geradores de vapor. As estruturas 305-310 estão acopladas ao sistema secundário (800-805) por meio de estruturas de transferência de calor.

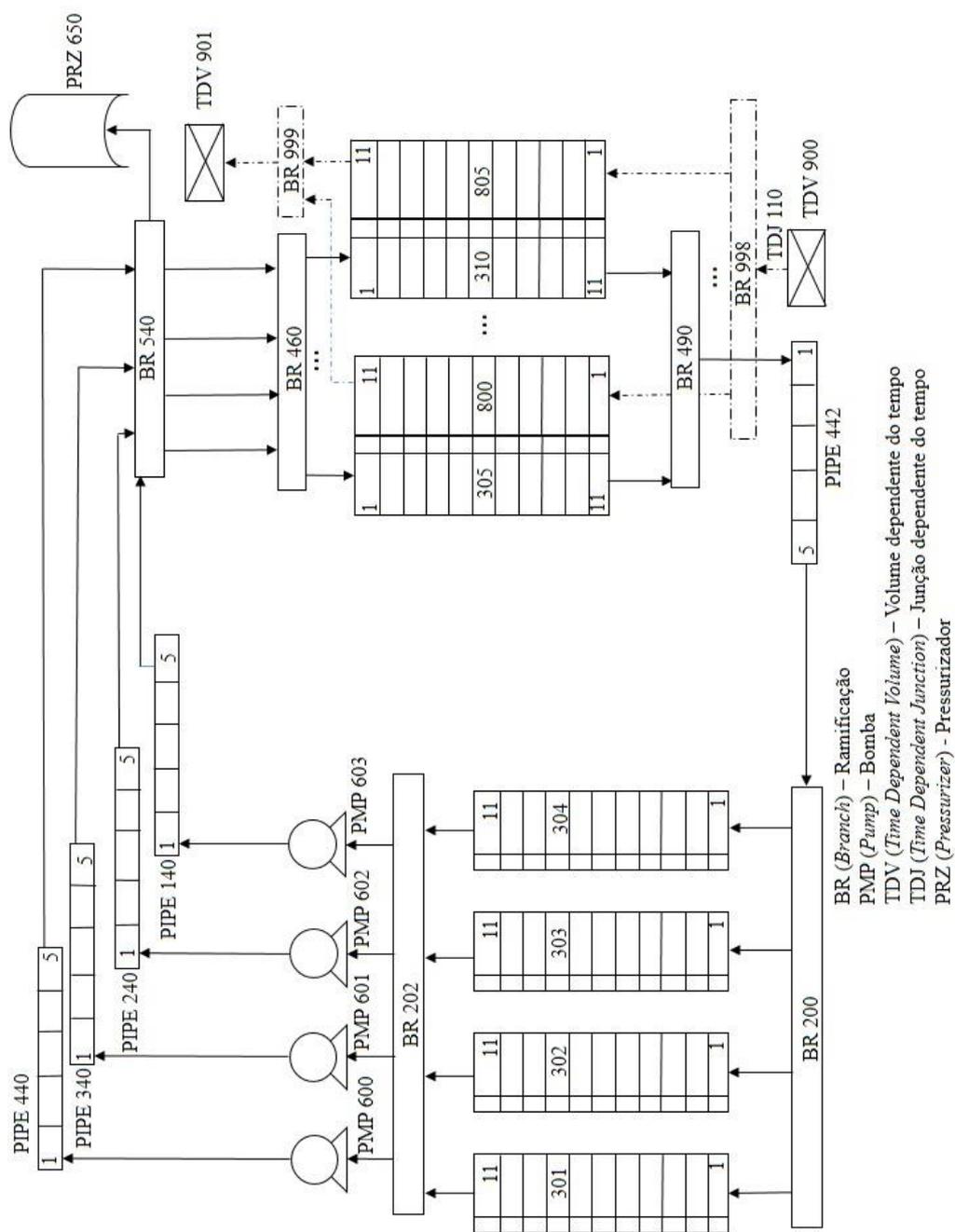


Figura 14 - Nodalização desenvolvida em *RELAP5 MOD 3.3* para o *SMART*.

O problema é inicializado com valores constantes de pressão, temperatura e vazão mássica para todos os volumes do sistema primário. As bombas de circulação são configuradas com velocidade constante. No sistema secundário, as condições de contorno de pressão e temperatura são determinadas pelos volumes dependentes do tempo superior (901) e inferior (900), enquanto a condição de contorno de vazão mássica é definida pela junção dependente do tempo 110. Não há transferência de calor ou acoplamento hidráulico entre os canais de escoamento do núcleo e dos geradores de vapor. Ao sistema primário foi acoplado um pressurizador por meio do componente BR 540. O pressurizador empregado no modelo foi adaptado a partir do *design* de um pressurizador típico de *PWRs*, sendo redimensionado e sofrendo ajustes em parâmetros operacionais para atender às especificidades do SMART.

O modelo apresentado emprega distribuições de potência constantes e senoidais, específicas para cada canal de escoamento do núcleo, calculadas com base nos dados disponíveis sobre o SMART em [8].

3.2. Bloqueio de canais de escoamento

O bloqueio de canal foi realizado pela substituição das junções simples entre o componente BR 460 e os canais de escoamento dos geradores de vapor do sistema primário por válvulas, que são fechadas automaticamente por um *trip* após 100 segundos de cálculo. A simulação foi realizada com bloqueio completo de um, dois, três e quatro canais de escoamento do fluido refrigerante pelos geradores de vapor. A figura 15 apresenta região do modelo do SMART na qual foram realizadas as adaptações para a simulação do transitório, substituindo as junções simples por válvulas fechadas por *trip* aos 100 segundos de simulação.

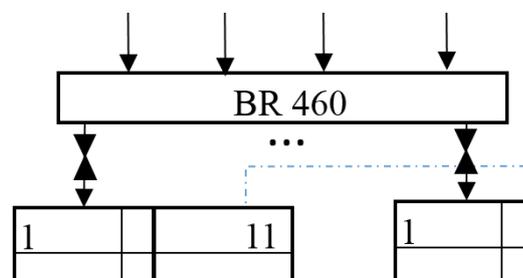


Figura 15 – Adaptação ao modelo para simulação do transitório de bloqueio de canais de escoamento.

3.3. Transitório LOFA

O transitório do tipo LOFA foi simulado com a ativação de *trip* após 100 segundos de cálculo, de forma a causar a parada completa das bombas de circulação. As simulações foram realizadas com a parada de uma, duas, três e quatro bombas de circulação.

3.4. Verificação

Os principais parâmetros resultantes da modelagem do SMART em regime estacionário foram comparados com dados de referência para verificar se os erros do modelo permanecem dentro da margem aceitável indicada pela literatura para a verificação de um modelo termo-hidráulico em modelo estacionário [32]. O erro percentual desses parâmetros foi calculado utilizando a Equação 6 [32].

$$\% \text{Erro} = \frac{\text{referência} - \text{calculado}}{\text{referência}} \quad (6)$$

A Tabela 15 apresenta as margens de erro aceitáveis para os principais parâmetros de interesse, utilizadas como critério para a verificação do modelo em regime estacionário.

Tabela 15 - Margem de erro aceitável para verificação de um modelo termo-hidráulico no estado estacionário segundo a literatura.

Parâmetro	Erro aceitável
Pressão absoluta	1%
Temperatura do refrigerante	0,5%
Velocidade de bombas	1%
Quedas de pressão locais	10%
Vazões mássicas	2%

Fonte: [32].

4. RESULTADOS E DISCUSSÕES

Esta seção descreve os resultados obtidos na modelagem termo-hidráulica em estado estacionário, bem como nas simulações de transitórios extremos do tipo LOFA e bloqueio de canais.

4.1. Estado Estacionário

A comparação entre os dados de referência e o modelo proposto para o sistema primário do SMART é apresentada na Tabela 16.

Tabela 16 - Comparação entre valores de referência e valores calculados pelo RELAP5 para o ciclo primário.

Parâmetro	Valor de Referência [21]	RELAP5	Erro (%)	Aceitável (%) [32]
$T_{out(n)}$ (K)	583,0	582	0,2	0,5
ΔT_n (K)	40,0	39	2,5	0,5
ΔP_n (MPa)	0,4	0,45	12,5	10
\dot{m}_p (kg/s)	2090,0	2099	0,4	2
Pot_r (MWt)	330,0	329	0,3	2

Conforme observado, a temperatura média de saída do refrigerante do núcleo apresenta-se muito próxima ao valor esperado de 583 K. A Figura 16 apresenta a temperatura do refrigerante à saída dos canais de escoamento 301, 302, 303 e 304, obtida no nível axial 11 de cada um dos canais, bem como a temperatura média de saída do refrigerante do núcleo, obtida na estrutura BR 202.

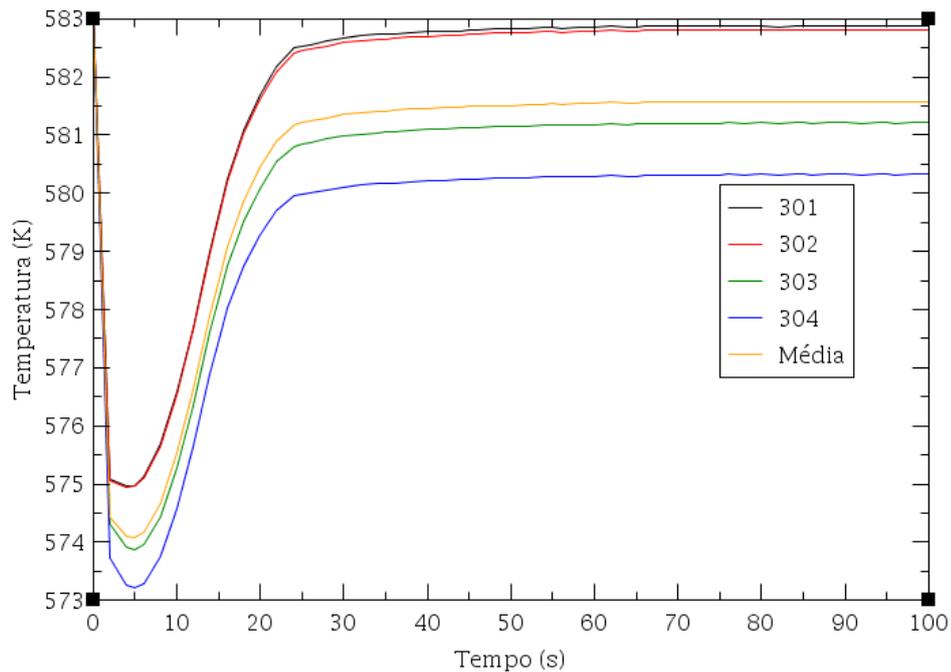


Figura 16 - Temperaturas de saída do refrigerante dos canais de escoamento do núcleo.

As temperaturas do combustível, do *gap* e do revestimento foram monitoradas com o objetivo de assegurar que não ultrapassassem os limites de segurança e de referência estabelecidos. Em todos os níveis axiais das estruturas de calor do núcleo, a temperatura do núcleo permaneceu abaixo de 650 K. A literatura indica que, em condições de operação do reator a 100% de potência, as temperaturas médias esperadas para o combustível devem situar-se aproximadamente entre 450 K e 500 K [8]. A Fig. 17 apresenta as temperaturas no centro do combustível para o nível axial 7, o mais quente, para as quatro estruturas de calor ligadas aos canais termo-hidráulicos do núcleo.

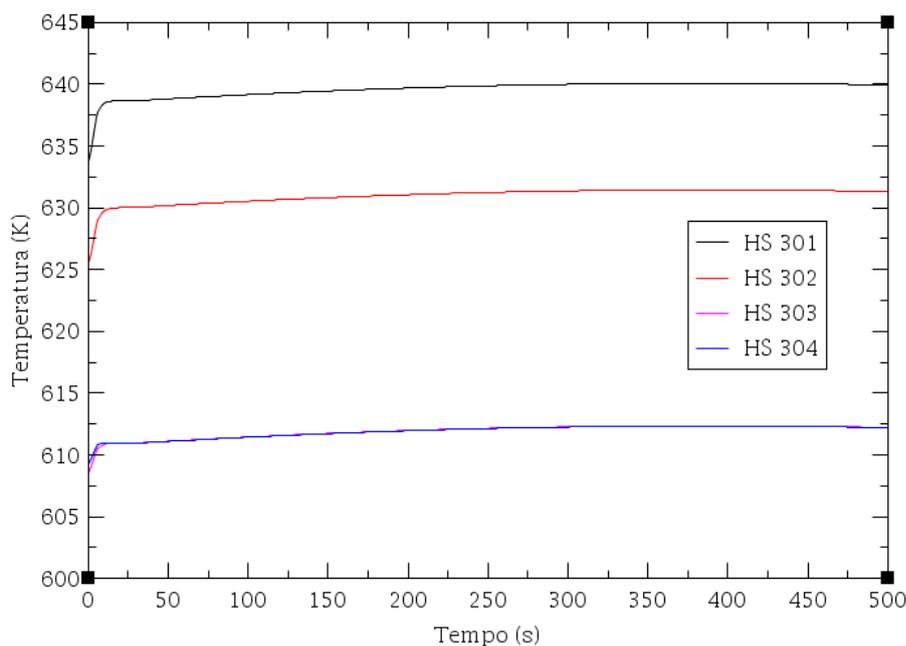


Figura 17 - Temperatura central das estruturas de calor do núcleo para o nível axial 7.

Em todas as estruturas de calor, a temperatura do revestimento não excedeu 640 K. O ponto de fusão do zircaloy-4 é de 2123 K [33]; contudo, a partir de 1473 K, sua reação de oxidação atinge níveis críticos, liberando hidrogênio gasoso e calor, o que pode comprometer a segurança do reator [34, 35]. Assim, o revestimento de zircaloy-4 manteve-se dentro dos limites térmicos aceitáveis para este material. A Tabela 18 mostra a temperatura do revestimento no nível axial 7 para os canais 301, 302, 303 e 304 após a estabilização do modelo.

Tabela 17 - Temperatura do revestimento no nível axial 7 para os canais de escoamento 301, 302, 303 e 304.

Canal Termo-hidráulico	Temperatura (K)
301	583
302	581
303	578
304	577

Outro aspecto crucial da análise do modelo é a observação da queda de pressão ao longo dos canais de escoamento do núcleo, que também mostrou-se muito próxima ao valor de referência, mantendo-se na margem aceitável de erro. A Figura 18 mostra a pressão de entrada do núcleo, obtida no elemento BR 200, e de saída do mesmo, obtida no elemento BR 202.

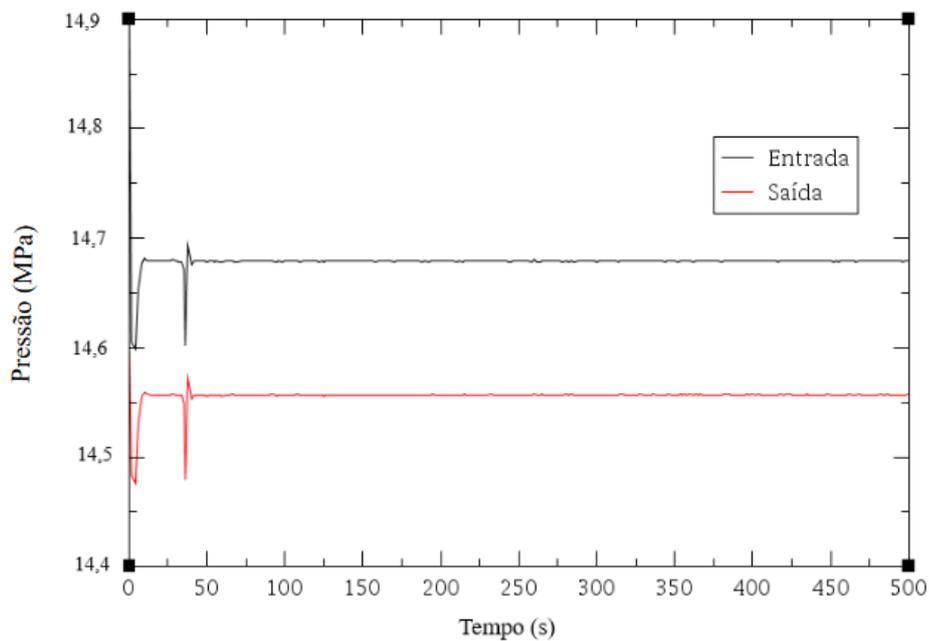


Figura 18 - Pressões de entrada e saída do núcleo.

A temperatura de saída do refrigerante dos canais anulares 305-310, que representam a região de escoamento do fluido do sistema primário pelos geradores de vapor, também mostrou-se dentro dos parâmetros esperados, com um valor médio de 544 K. A Figura 19 ilustra a temperatura média de saída do refrigerante para os canais 305-310, obtida no elemento BR 490.

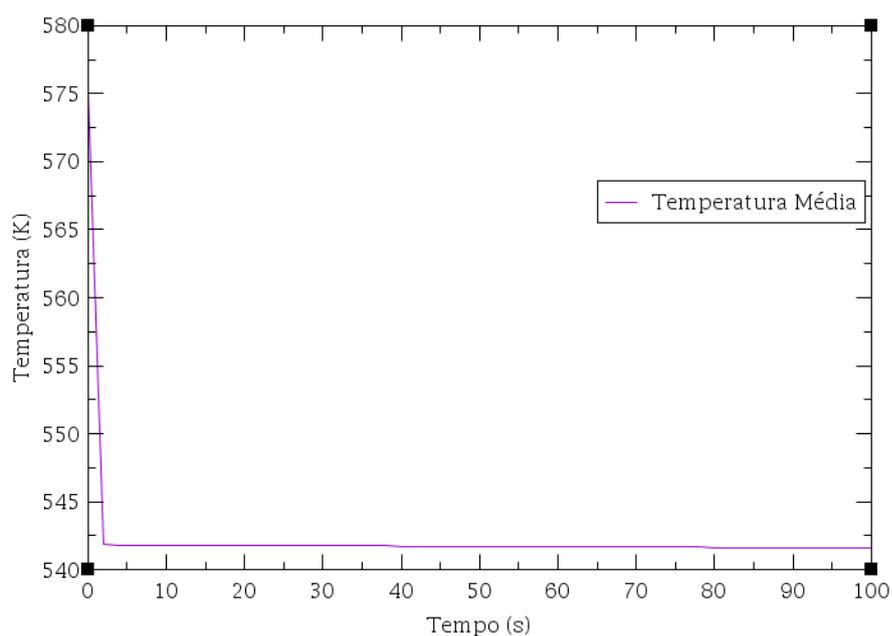


Figura 19 – Temperatura do refrigerante à saída dos canais de escoamento 305-310.

A vazão mássica do sistema primário também manteve-se dentro da margem aceitável de erro, como observa-se na Figura 20.

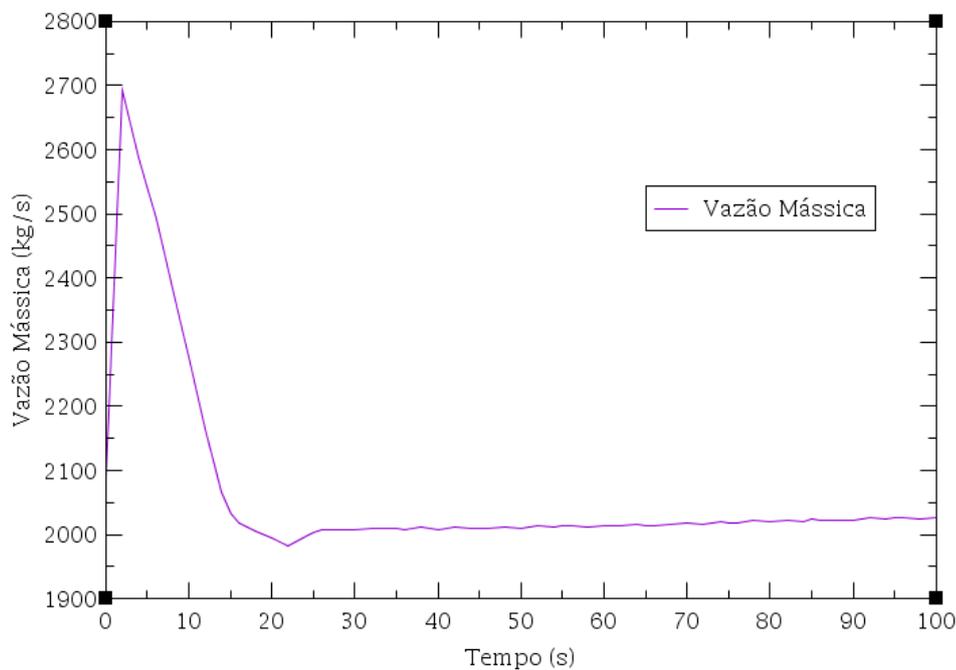


Figura 20 - Vazão mássica do sistema primário.

Ao longo de todo o ciclo primário a água permaneceu abaixo da temperatura de saturação ($T_{sat} = 612,49 \text{ K}$), evidenciando a ausência de formação de vapor no sistema primário. Esse fato é corroborado pela análise da fração de vazio, que se manteve igual a zero em todas as componentes do sistema, confirmando que o refrigerante permaneceu em estado líquido durante toda a operação.

Além da análise do sistema primário, foi realizada a modelagem e a avaliação de uma estrutura simplificada para o sistema secundário. A Tabela 18 apresenta a comparação entre os dados de referência e os resultados obtidos com o modelo proposto para o sistema secundário do SMART, sendo o erro calculado conforme a metodologia descrita para o ciclo primário.

Tabela 18 - Comparação entre valores de referência e valores calculados pelo RELAP5 para o ciclo secundário.

Parâmetro	Valor de Referência [31]	RELAP5	Erro (%)	Aceitável (%) [32]
$T_{out(s)}$ (K)	547	544	0,5	0,5
ΔT_s (K)	40	41	2,5	0,5
ΔP_s (MPa)	0,3	0,3	0	10
\dot{m}_p (kg/s)	161	-	-	2

Observa-se que a variação de temperatura e pressão do fluido no sistema secundário está próxima dos valores de referência e dentro da margem de erro aceitável, conforme indicado na literatura [21]. Verifica-se ainda que todo o inventário de água no sistema secundário é vaporizado ao atingir o nível axial 11, conforme evidenciado pelo coeficiente de vazão obtido na componente BR 999, cujo valor é igual a 1. No entanto, a vazão mássica do sistema secundário apresenta grandes oscilações. Embora o parâmetro não se estabilize ao longo dos cálculos, as trocas de calor entre os sistemas primário e secundário são realizadas de forma eficiente, como demonstrado pelos resultados obtidos para o sistema primário.

A seguir são apresentados os casos simulados de transitórios. É importante ressaltar que todos são casos extremos em que nenhuma ação ou dispositivo de segurança foi acionado para mitigar os efeitos do transitório.

4.2. Simulação de Transitório: Bloqueio de Canais de Escoamento

O comportamento da vazão mássica durante a simulação do bloqueio dos canais de escoamento dos geradores de vapor no sistema primário é apresentado na Figura 21.

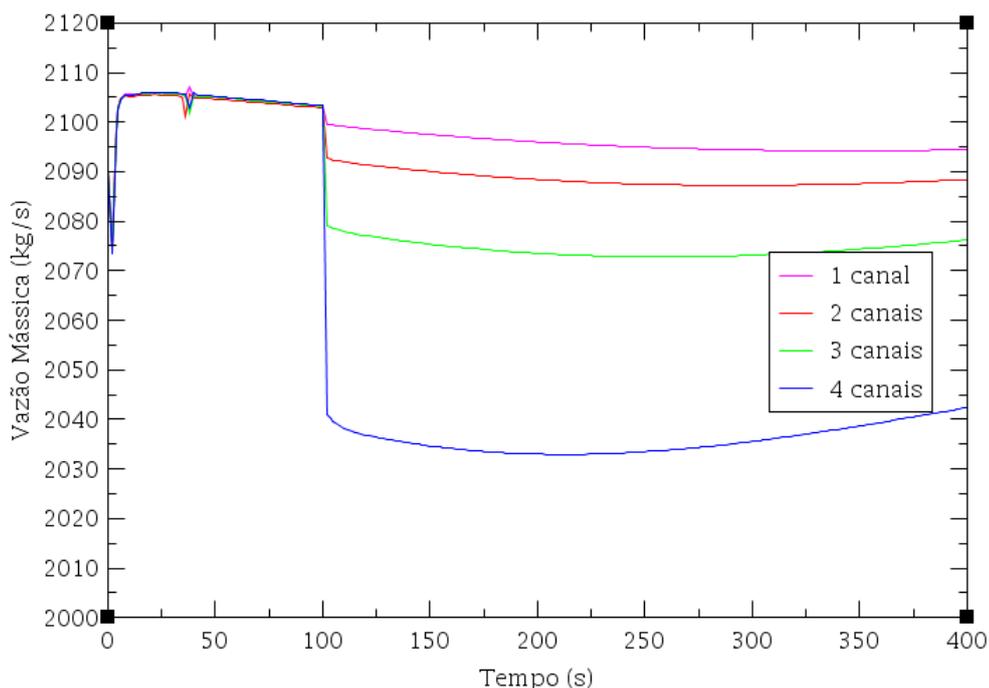


Figura 21 – Vazão mássica do sistema primário durante transitório de bloqueio de canal.

Observa-se uma queda acentuada na vazão mássica do sistema imediatamente após o início do transitório, aos 100 segundos. Conforme esperado, o bloqueio de um maior número de canais resulta em uma redução mais significativa na vazão mássica, com uma diminuição máxima de 2,4% em \dot{m}_p durante o bloqueio de quatro canais. Essa pequena redução na vazão mássica pode ser atribuída ao aumento observado na vazão mássica dos canais não bloqueados durante os transitórios, conforme apresentado na Tabela 19, que detalha a vazão mássica individual dos canais dos geradores de vapor para os cenários simulados.

Tabela 19 – Vazão mássica de canais individuais durante transitório.

Canal de Escoamento	Bloqueio de 1 canal	Bloqueio de 2 canais	Bloqueio de 3 canais	Bloqueio de 4 canais
305	420	Bloqueado	Bloqueado	Bloqueado
306	419	Bloqueado	Bloqueado	Bloqueado
307	Bloqueado	521	Bloqueado	Bloqueado
308	417	521	691	Bloqueado
309	418	521	689	1018
310	420	523	691	1023

A temperatura do refrigerante à saída dos canais de escoamento do núcleo é apresentada na Figura 22.

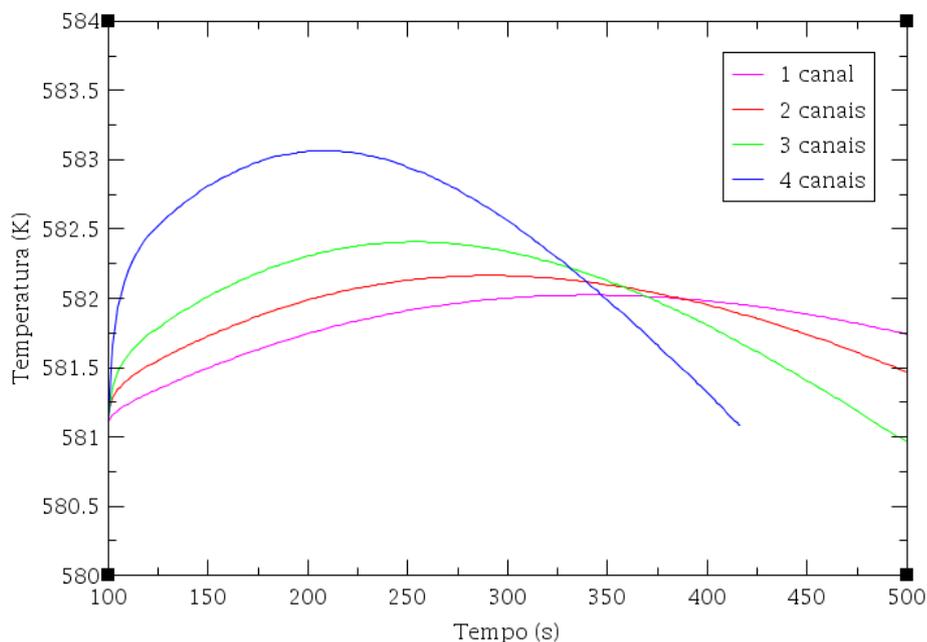


Figura 22 – Temperatura do refrigerante à saída dos canais de escoamento do núcleo.

Observa-se que, para os quatro transitórios simulados, houve um aumento máximo de apenas 1 K na temperatura do refrigerante à saída do núcleo (estrutura BR 202), em comparação ao estado estacionário. A temperatura de entrada do fluido refrigerante no núcleo (estrutura BR 200) também apresentou uma variação pequena (0,5 K), conforme ilustrado na Figura 23.

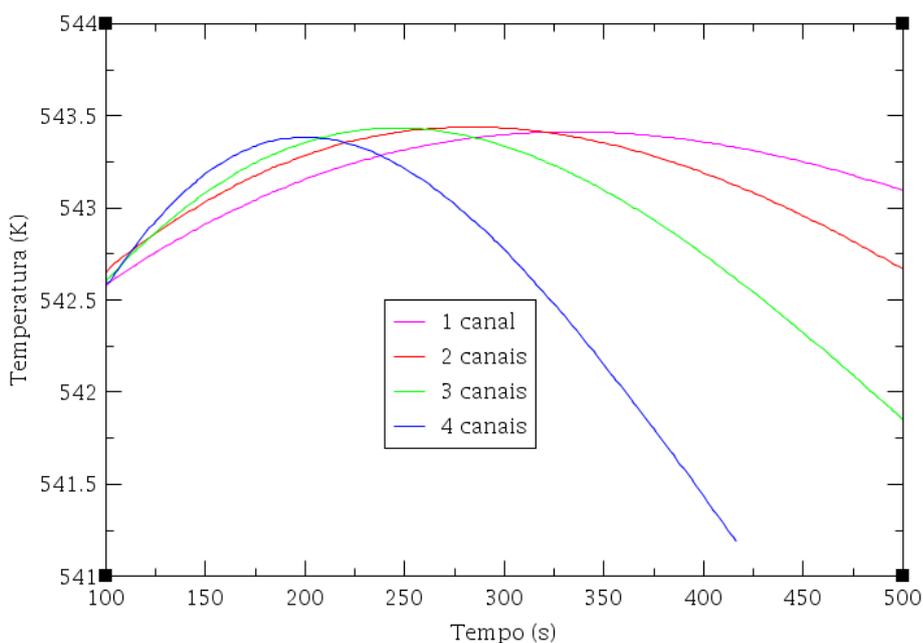


Figura 23 - Temperatura do refrigerante à entrada do núcleo.

Não foram observadas alterações significativas nas temperaturas do combustível, do revestimento das estruturas de calor do núcleo ou na pressão do sistema primário.

Pode-se concluir, portanto, que o bloqueio parcial dos geradores de vapor tem seus efeitos mitigados pelo próprio *design* do SMART. A perda de vazão causada pelo bloqueio dos canais é compensada pela circulação natural, resultante da altura elevada dos geradores de vapor em relação ao núcleo [21]. Dessa forma, a temperatura das estruturas fundamentais do reator não sofre aumentos significativos.

4.3. Simulação de Transitório: LOFA

O LOFA foi iniciado com o desligamento completo das bombas de circulação aos 100 segundos de cálculo. É importante ressaltar que mesmo após seu desligamento as bombas permitem a passagem de refrigerante, e continuam operando brevemente em função de efeitos inerciais após seu desligamento. A Figura 24 apresenta o comportamento da vazão mássica do sistema primário para as simulações de transitório com o desligamento de uma, duas, três e quatro bombas de circulação.

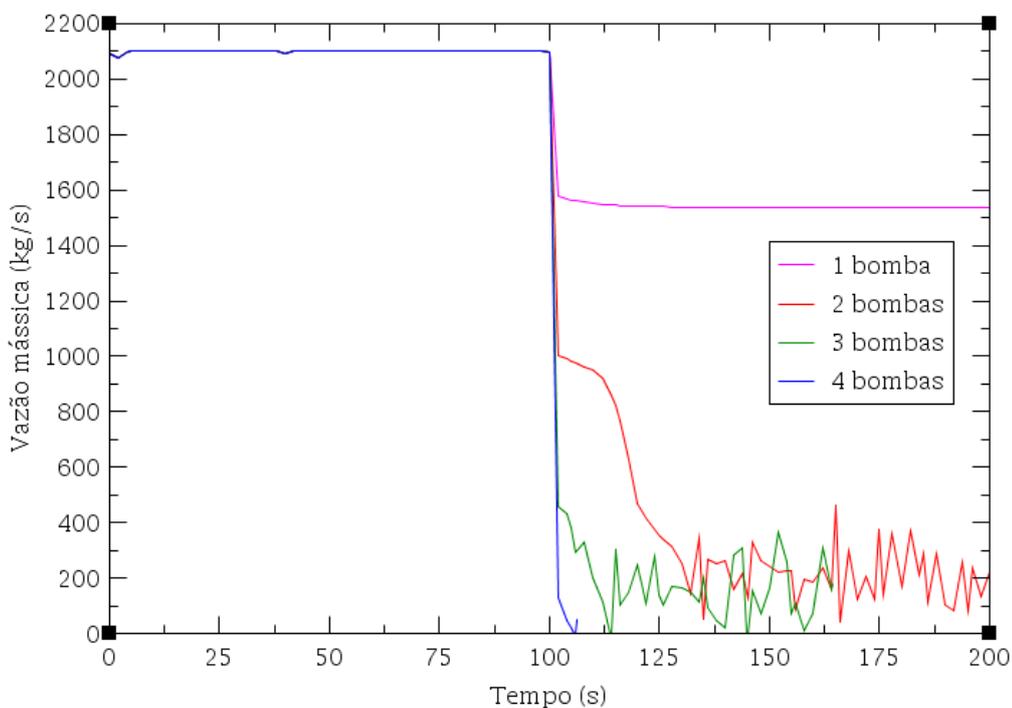


Figura 24 - Vazão mássica do sistema primário durante simulações de LOFAs.

Observa-se uma queda acentuada em \dot{m}_p imediatamente após o desligamento das bombas de circulação. A Figura 25 apresenta a temperatura do refrigerante sob as mesmas condições.

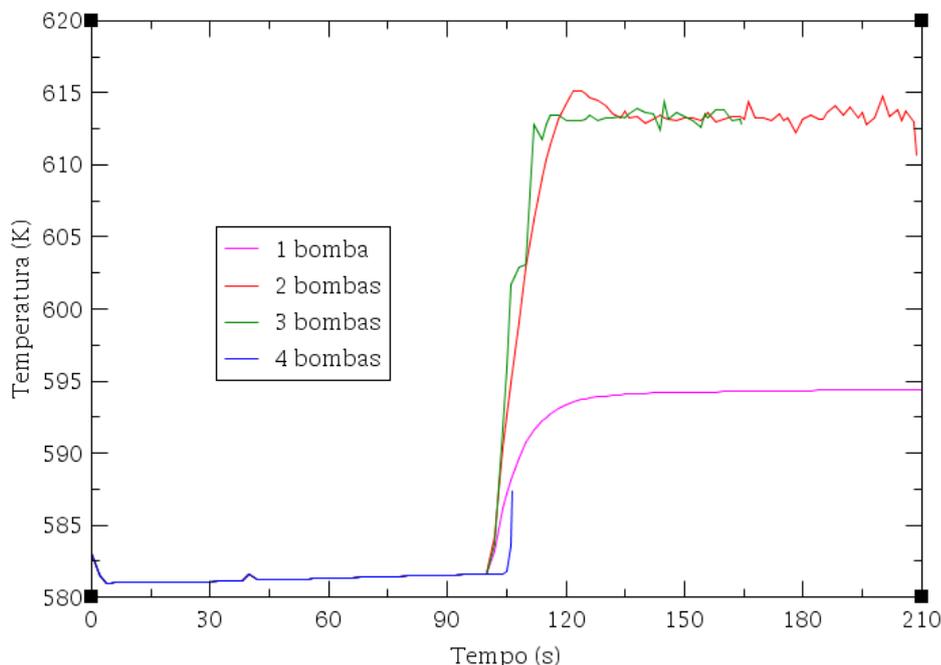


Figura 25 - Temperatura do refrigerante durante LOFAs.

Observa-se que há um aumento de temperatura imediatamente após o fechamento das bombas. Para o fechamento de uma bomba, a temperatura é elevada até 593 K, ao passo que no fechamento de duas ou três bombas, a temperatura do refrigerante atinge 614 K. Com o fechamento de todas as bombas, contudo, observa-se que o cálculo é interrompido aos 106 segundos de simulação, antes que possa ser concluído, em função da extrapolação dos limites de validade e operação do RELAP5 em regiões pontuais do modelo. A interrupção da simulação sugere que determinadas propriedades termodinâmicas do sistema excederam os limites de segurança ou atingiram restrições previamente definidas no modelo. Esse comportamento pode estar relacionado a condições extremas de operação, levando o código de simulação a interromper os cálculos devido a restrições impostas por critérios de estabilidade numérica ou pelas características do modelo termo-hidráulico adotado.

O fechamento de uma bomba não afeta a temperatura de entrada do refrigerante no núcleo. O fechamento de duas e três bombas, por outro lado, faz com que a temperatura de reentrada, obtida no volume axial 5 da estrutura 442, chegue a 558 K.

A temperatura central do combustível nas estruturas de calor do núcleo sofre aumento imediatamente após o início do transitório, como pode ser observado nas Figuras 26, 27, 28 e 29, para cada um dos respectivos casos. As figuras apresentadas, em função da interrupção do cálculo em instantes diferentes da simulação, possuem diferentes escalas de tempo.

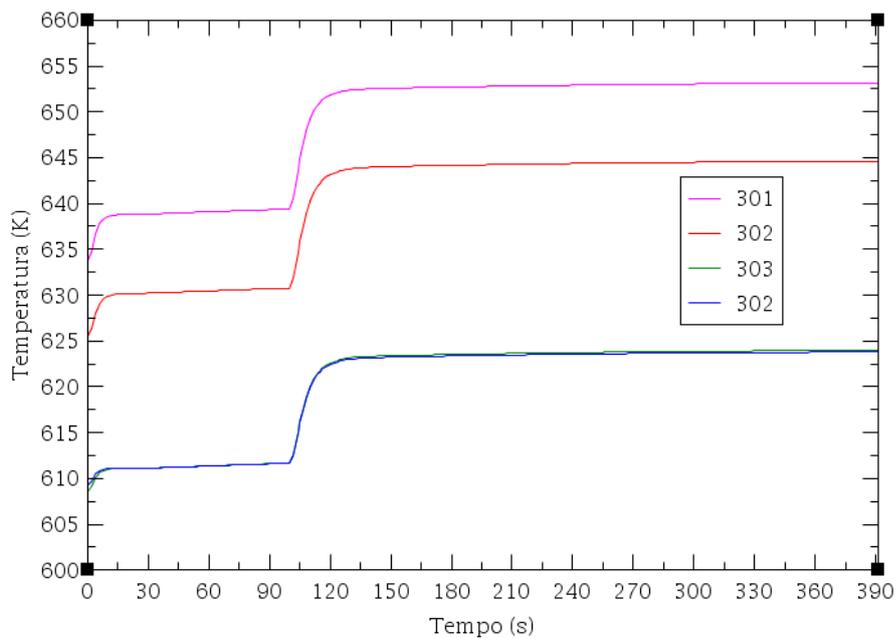


Figura 26 - Temperatura central do combustível com o fechamento de uma bomba de circulação.

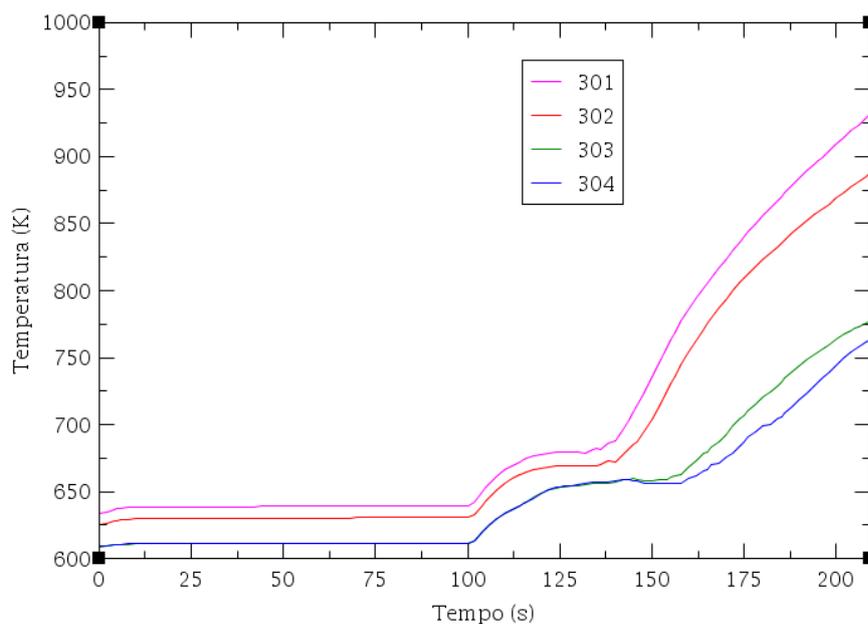


Figura 27 - Temperatura central do combustível com o fechamento de duas bombas de circulação.

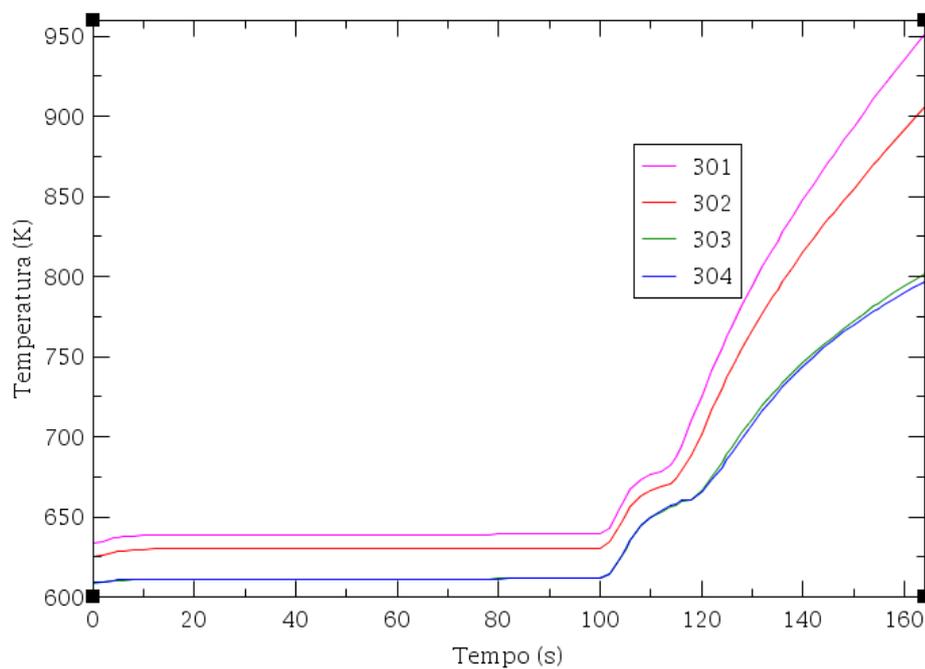


Figura 28 - Temperatura central do combustível com o fechamento de três bombas de circulação.

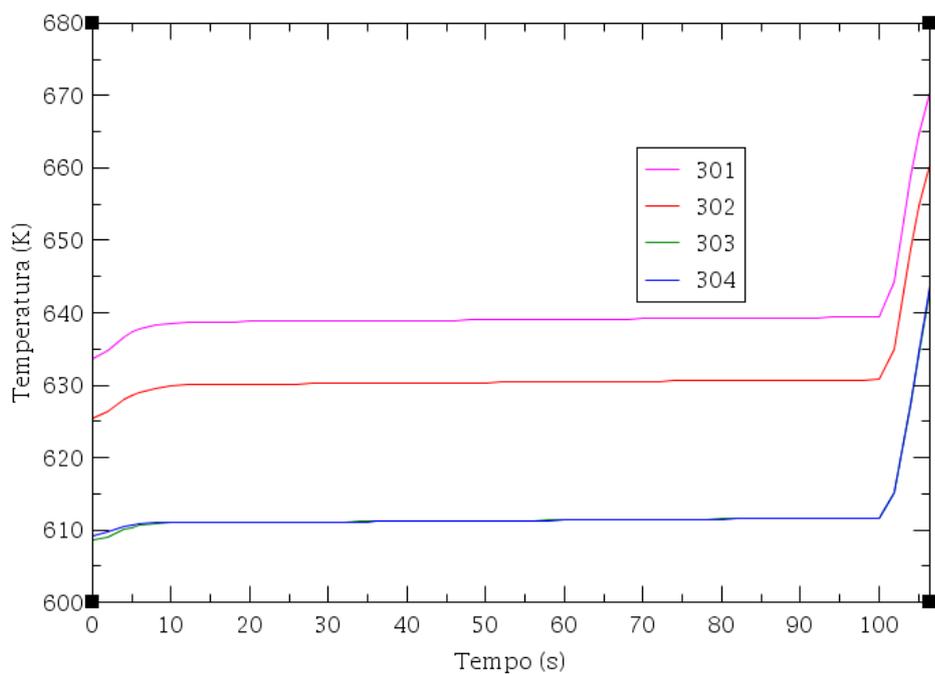


Figura 29 - Temperatura central do combustível com o fechamento de quatro bombas de circulação.

Com o fechamento de uma bomba, observa-se que a temperatura central do combustível atinge o valor máximo de 654 K para a estrutura de calor 301 e estabiliza-se. No fechamento de duas e três bombas, não é observada estabilização do sistema, com temperaturas ultrapassando os 900K, valores consideravelmente superiores aos calculados para o estado estacionário. Com o fechamento de quatro bombas, a simulação é interrompida antes que a temperatura máxima seja atingida. O comportamento da temperatura no revestimento das estruturas de calor segue um padrão semelhante, conforme pode ser observado nas Figuras 30, 31, 32 e 33.

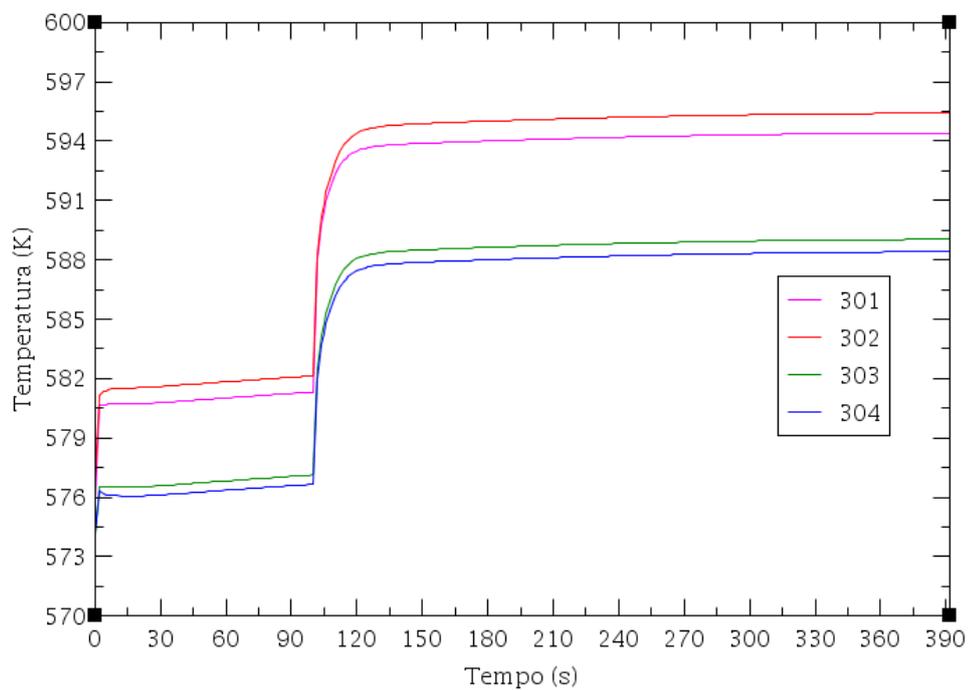


Figura 30 - Temperatura do revestimento no desligamento de uma bomba de circulação.

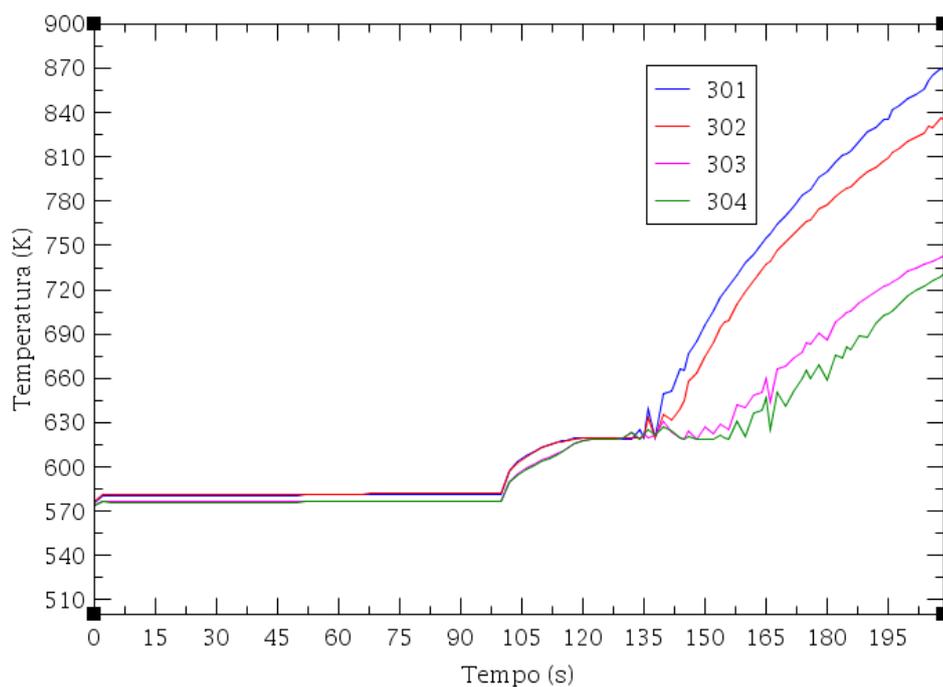


Figura 31 - Temperatura do revestimento no desligamento de duas bombas de circulação.

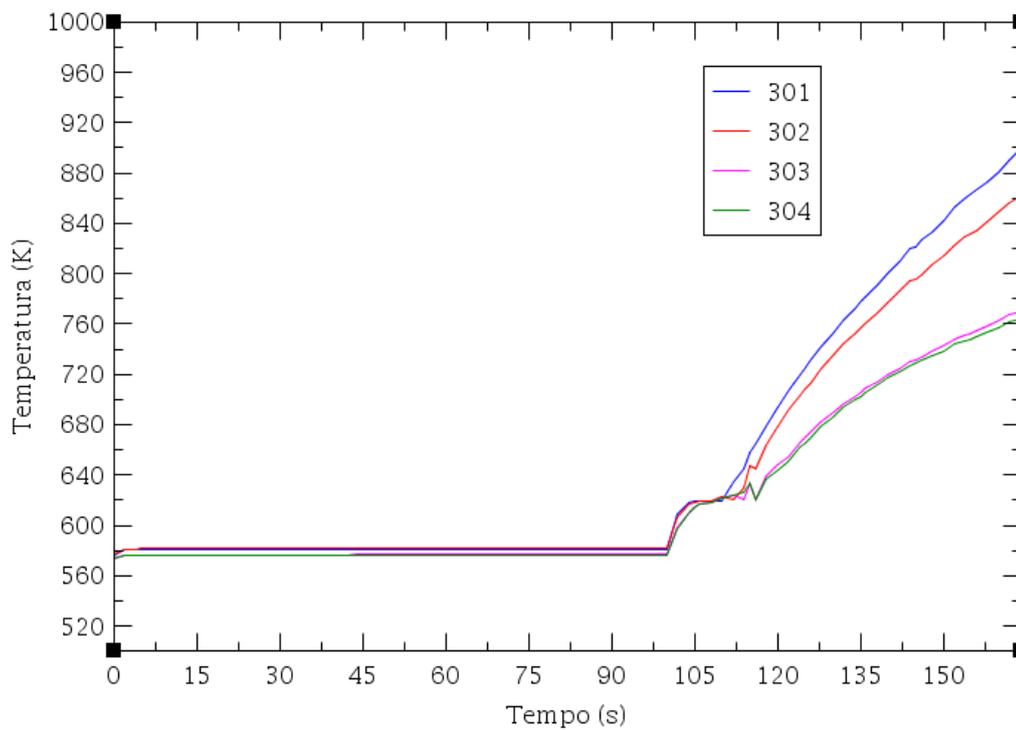


Figura 32 - Temperatura do revestimento no desligamento de três bombas de circulação.

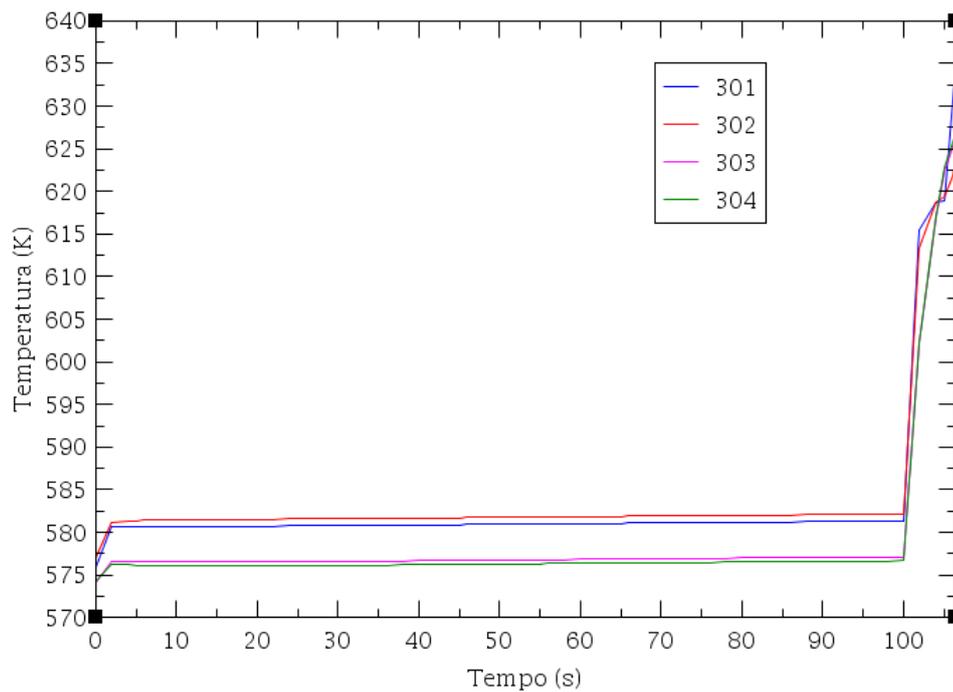


Figura 33 - Temperatura do revestimento no desligamento de 4 bombas de circulação.

Com o fechamento de uma bomba de circulação, observa-se que a temperatura máxima do revestimento é atingida imediatamente após o início do transitório, chegando a 595 K na estrutura de calor do canal de escoamento 302. Com o fechamento de duas bombas de circulação, as temperaturas máximas atingidas são de 870 K e 840 K nas estruturas de calor 301 e 302, respectivamente. No fechamento de três bombas de circulação, as temperaturas máximas são atingidas nos mesmos canais, chegando a 900 K e 860 K, respectivamente. Apesar desses valores serem muito superiores aos calculados para o estado estacionário, o revestimento de zircaloy-4 ainda se encontra dentro dos padrões de segurança. O fechamento de quatro bombas, mais uma vez, resulta na interrupção da simulação antes que as temperaturas máximas sejam atingidas.

A análise dos resultados indica que, durante o desligamento de duas, três e quatro bombas de circulação, ocorre um aumento rápido no coeficiente de vazio nos canais de escoamento do núcleo. Esse fenômeno implica a vaporização do inventário de refrigerante, resultando na exposição parcial do núcleo e na perda de sua refrigeração adequada. As Figuras 34 e 35 ilustram a variação do coeficiente de vazio ao longo do tempo para os níveis axiais 3, 5, 7, 9 e 11 no canal de escoamento do núcleo 301, considerando o desligamento de duas e três bombas de circulação. A escolha do canal 301 para essa análise deve-se ao fato de que este representa

o elemento combustível mais quente do sistema, sendo, portanto, um dos locais mais críticos em relação à transferência de calor e estabilidade térmica do reator.

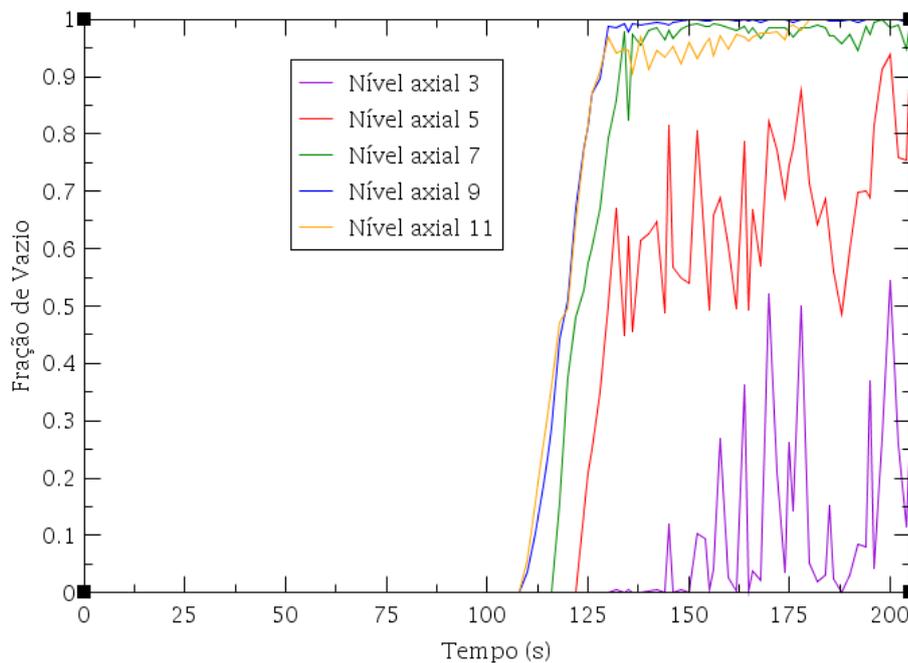


Figura 34 – Variação da fração de vazio para os níveis axiais 3, 5, 7, 9 e 11 do canal de escoamento do núcleo 301 para o fechamento de duas bombas de circulação.

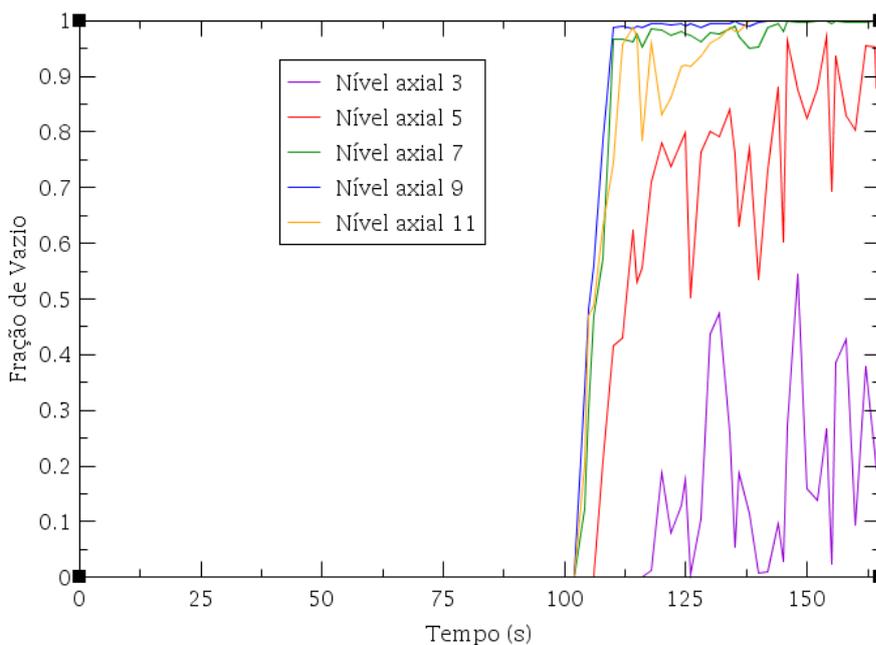


Figura 35 – Variação da fração de vazio para os níveis axiais 3, 5, 7, 9 e 11 do canal de escoamento do núcleo 301 para o fechamento de três bombas de circulação.

Para os quatro canais de escoamento do núcleo, observa-se que a fração de vazio se aproxima de 1 em torno do nível axial 7. Esse resultado indica que, após o início do transitório, o refrigerante no sistema primário se vaporiza completamente nessa região, deixando o núcleo exposto e sem refrigeração efetiva. Esse fenômeno pode comprometer a remoção de calor do combustível, aumentando significativamente as temperaturas dos materiais estruturais e elevando o risco de danos térmicos ao revestimento e ao próprio combustível nuclear.

A Tabela 20 apresenta os valores máximos da pressão do sistema primário durante os transitórios, obtidas na componente BR 200.

Tabela 20 - Pressão máxima do sistema primário durante transitórios do tipo LOFA.

	1 bomba	2 bombas	3 bombas	4 bombas
P_{op} (MPa)	14,68	14,9	14,9	14,8

Observa-se um aumento na pressão do sistema em todos os transitórios, com os valores máximos sendo atingidos no fechamento de duas e três bombas de circulação.

O desligamento completo das bombas de circulação acarreta uma redução abrupta na vazão mássica do sistema primário, resultando em elevação significativa das temperaturas do combustível, do revestimento e do refrigerante, além de um leve incremento na pressão do sistema primário. Além disso, a vaporização indesejada do inventário de refrigerante do sistema primário é observada nos casos de fechamento de duas, três e quatro bombas de circulação. Esse fenômeno resulta na exposição parcial do núcleo, o que pode comprometer a integridade dos materiais estruturais do reator devido ao aumento de temperatura não atenuado pela circulação adequada do refrigerante. A perda da capacidade de remoção de calor pode levar a condições operacionais adversas, tornando essencial a atuação dos sistemas de segurança para evitar danos ao combustível e ao revestimento. Os sistemas de segurança do *SMART* — *RSS*, *PRHRS*, *SIS*, *CSS*, *SCS*, *ROPS* e o tanque de injeção de boro de emergência — foram projetados para atuar de maneira eficaz em tais condições críticas, promovendo a redução das temperaturas do combustível, revestimento e fluido refrigerante, bem como estabilizando a pressão do sistema primário em cenários de elevação ou queda acentuada.

5. CONSIDERAÇÕES FINAIS

Neste capítulo são apresentadas as principais conclusões obtidas a partir do estudo realizado e são discutidas possíveis direções para trabalhos futuros, visando a continuidade e o aprimoramento da modelagem do *SMART*.

5.1. Conclusões

Foi desenvolvido um modelo no *RELAP5 MOD 3.3* para a análise térmica e hidráulica do *SMART*, utilizando dimensões e condições de contorno iniciais — como temperatura, vazão mássica e pressão — extraídas da literatura, bem como propriedades térmicas de materiais estruturais e combustíveis obtidas de diversas fontes confiáveis.

A distribuição de potência proposta para o núcleo do *SMART* apresentou resultados consistentes, com a temperatura do combustível mantida dentro das margens aceitáveis e previstas pela literatura para o estado estacionário. As temperaturas do combustível, do *gap* e do revestimento corroboram a adequação da modelagem de tais componentes. Adicionalmente, a vaporização completa do inventário de água no ciclo secundário, acompanhada pela queda de pressão prevista, confirma a eficácia da modelagem dos geradores de vapor.

Os valores de pressão, vazão mássica e variações de temperatura do fluido refrigerante ao longo do ciclo primário para o estado estacionário encontram-se dentro das margens de erro aceitáveis previstas na literatura para verificação de modelos termo-hidráulicos, demonstrando, assim, a robustez da modelagem realizada para o *SMART*.

O bloqueio dos canais de escoamento dos geradores de vapor no sistema primário não resultou em mudanças significativas nos principais parâmetros operacionais do *SMART*. Isso se deve, provavelmente, ao design otimizado do reator, projetado para mitigar uma ampla gama de cenários acidentais. O posicionamento elevado dos geradores de vapor em relação ao núcleo favorece a circulação natural, o que foi evidenciado pela pequena redução na vazão mássica durante tais acidentes. Como resultado, não foram observados aumentos significativos nas temperaturas do fluido refrigerante, do *gap*, do revestimento e do combustível.

As simulações de *LOFAs*, caracterizadas pela parada imediata das bombas de circulação, apresentaram os impactos mais críticos para a segurança do *SMART*. Foram observadas quedas acentuadas na vazão mássica, acompanhadas por elevações significativas nas temperaturas,

pequenos aumentos na pressão do sistema primário e à exposição parcial do núcleo em função da vaporização do refrigerante. As temperaturas do fluido refrigerante, do combustível, do gap e do revestimento apresentaram elevações marcantes, enquanto a vazão mássica sofreu uma redução abrupta. A parada simultânea das quatro bombas resultou na interrupção dos cálculos pelo *RELAP5*, possivelmente devido à extrapolação de parâmetros operacionais ou de limites de propriedades termodinâmicas do sistema determinados previamente. No entanto, os efeitos observados nesses cenários também estão contemplados no projeto do *SMART*, com seus sistemas de segurança projetados para mitigar as alterações nos parâmetros operacionais.

Para todos os transitórios simulados, os materiais estruturais permaneceram dentro da faixa operacional de temperatura prevista para o *SMART*, respeitando os limites térmicos considerados na modelagem e abaixo de seus pontos de fusão. Além disso, o funcionamento do sistema secundário não foi afetado pelos transitórios analisados.

5.2. Perspectivas Futuras

No futuro, pretende-se expandir o modelo do *SMART* apresentado neste trabalho, otimizando o número de número de canais de escoamento de refrigerante a fim de manter o desempenho computacional do código no núcleo ao mesmo tempo em que são mantidas as propriedades operacionais do modelo. Desta forma torna-se possível fazer uma análise mais detalhada do comportamento do reator sob condições de transitórios que envolvam os canais do núcleo, porém sem aumentos significativos no tempo de cálculo. Também planeja-se realizar o acoplamento hidráulico entre os canais de escoamento, modelar de forma completa o sistema secundário e conduzir simulações tanto em estado estacionário quanto em cenários de transitórios postulados e não postulados, utilizando um modelo que integre o acoplamento neutrônico e termo-hidráulico. Além disso, objetiva-se modelar os sistemas de segurança do *SMART*, de forma a observar seu comportamento em tempo real diante de transitórios.

Adicionalmente, objetiva-se desenvolver um modelo análogo para o *SMART 100*, considerando que este reator mantém grande parte das características principais do *SMART*, mas apresenta diferenças significativas que justificam sua modelagem independente e posterior comparação com os resultados obtidos para o *SMART*.

Outro objetivo futuro é a ampliação do escopo de modelagem para outros *SMRs*, utilizando a experiência adquirida na modelagem dos reatores *SMART* e *SMART 100*.

Por fim, pretende-se propor e testar o comportamento termo-hidráulico em estado estacionário e em situações de transitório para materiais estruturais alternativos aos já utilizados, avaliando sua performance tanto no *SMART* e no *SMART 100* quanto em outros *SMRs*.

REFERÊNCIAS

- [1] ENERGY Statistics Data Browser. **International Energy Agency (IEA)**, 2022. Disponível em <<https://www.iea.org/data-and-statistics>>. Acesso em 3 de jul. de 2023.
- [2] YEARLY Electricity Data. **Ember**, 2024. Disponível em <<https://ember-energy.org/data/yearly-electricity-data/>>. Acesso em 18 de dez. De 2024.
- [3] State of the Climate 2024: Update for COP29. World Meteorological Organization, 2024. Disponível em <<https://library.wmo.int/records/item/69075-state-of-the-climate-2024>>. Acesso em 18 de dez. De 2024.
- [4] FERNÁNDEZ-ARIAS, Pablo; VERGARA, Diego; ANTÓN-SANCHO, Álvaro. Bibliometric review and technical summary of PWR small modular reactors. **Energies**, v. 16, n. 13, p. 5168, 2023.
- [5] SHOBEIRI, Elaheh et al. Small modular reactor deployment and obstacles to be overcome. **Energies**, v. 16, n. 8, p. 3468, 2023.
- [6] VINOYA, Carlo L. et al. State-of-the-art review of small modular reactors. **Energies**, v. 16, n. 7, p. 3224, 2023.
- [7] GOU, Junli et al. Thermal Hydraulic Analysis of a Passive Residual Heat Removal System for an Integral Pressurized Water Reactor. **Science & Technology of Nuclear Installations**, v. 2009, 2009.
- [8] PARK, Sang Yoon et al. **Nuclear characteristics analysis report for system-integrated modular advanced reactor**. Korea Atomic Energy Research Institute, 1998.
- [9] KIM, Hee Cheol et al. Safety analysis of SMART. In: **Proc. of Int. Conf. on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plants: GENES4/ANP2003, Kyoto, Japan**. 2003.
- [10] CHUNG, Young-Jong; KIM, Soo Hyung; KIM, Hee-Cheol. Thermal hydraulic analysis of SMART for heat removal transients by a secondary system. **Nuclear engineering and design**, v. 225, n. 2-3, p. 257-270, 2003.
- [11] SUBKI, Hadid. Advances in small modular reactor technology developments. 2020.
- [12] KIM, Keung Koo et al. SMART: the first licensed advanced integral reactor. **Journal of Energy and Power Engineering**, v. 8, n. 1, p. 94, 2014.
- [13] SMART-NUCLEAR. Página inicial. Disponível em <<http://smart-nuclear.com/project/commercial.php>>. Acesso em 16 de out. de 2024.
- [14] KOREA's SMART100 Achieves Standard Design Approval, Paving the Way for Global SMR Deployment. **Korea Atomic Research Institute**, 27 de set. de 2024. Disponível em

<<https://www.kaeri.re.kr/rcus/board/view?pageNum=1&rowCnt=10&no1=247&linkId=12113&menuId=MENU00718&schType=0&schText=&boardStyle=Image&categoryId=&continent=&country=&schYear=>>. Acesso em 16 de out. de 2024.

[15] INSTITUTOS NACIONAIS DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA (INCT). Institutos, 2024. Disponível em <http://inct.cnpq.br/instituto-engenharia-tec-info?p_p_id=101_INSTANCE_I36bEoHeyrKI&p_p_lifecycle=0&p_p_state=normal&p_p_mode=view&p_p_col_id=column4&p_p_col_pos=3&p_p_col_count=4&_101_INSTANCE_I36bEoHeyrKI_delta=20&_101_INSTANCE_I36bEoHeyrKI_keywords=&_101_INSTANCE_I36bEoHeyrKI_advancedSearch=false&_101_INSTANCE_I36bEoHeyrKI_andOperator=true&p_r_p_564233524_resetCur=false&cur=2>. Acesso em 10 de dez. de 2024.

[16] FERNÁNDEZ-ARIAS, Pablo; VERGARA, Diego; OROSA, José A. A global review of PWR nuclear power plants. **Applied Sciences**, v. 10, n. 13, p. 4434, 2020.

[17] EL-SEFY, Mohamed et al. System dynamics simulation of the thermal dynamic processes in nuclear power plants. **Nuclear Engineering and Technology**, v. 51, n. 6, p. 1540-1553, 2019.

[18] NUCLEAR Power Reactors. **World Nuclear Association**, 23 de jan. de 2025. Disponível em <<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors>>. Acesso em 10 de fev. de 2025.

[19] International Atomic Energy Agency. Small Modular Reactors: Advances in SMRs Developments 2024. International Conference on Small Modular Reactors and their Applications, Vienna, 2024.

[20] MIN-HEE, Jung. South Korean-designed SMART Reactors to be Built in Saudi Arabia for First Time. Business Korea, 3 de set. De 2015. Disponível em <<https://www.businesskorea.co.kr/news/articleView.html?idxno=11917>>. Acesso em 10 de fev. de 2025.

[21] Advanced Reactor Information System. Status Report 77 – System-Integrated Modular Advanced Reactor (SMART). International Atomic Energy Agency (IAEA), 2011.

[22] CHOI, Sunh. Small modular reactors (SMRs): The case of the Republic of Korea. In: **Handbook of small modular nuclear reactors**. Woodhead Publishing, 2021. p. 425-465.

[23] US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION et al. RELAP5/MOD3. 3 Beta Code Manual, Vol. I – Code Structures. **Nuclear Safety Analysis Division, NUREG/CR-5535/Rev**, 2001.

- [24] US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION et al. RELAP5/MOD3. 3 Beta Code Manual, Vol. IV– Models and Correlations. **Nuclear Safety Analysis Division, NUREG/CR-5535/Rev**, 2001.
- [25] US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION et al. RELAP5/MOD3. 3 Beta Code Manual, Vol. VI – Validation Num. Techniques. **Nuclear Safety Analysis Division, NUREG/CR-5535/Rev**, 2001.
- [26] GEELHOOD, K. et al. MatLib-1.0: Nuclear Material Properties Library. **PNNL-29728**, 2020.
- [27] AKHIANI, Hamed; SZPUNAR, Jerzy A. Effect of surface roughness on the texture and oxidation behavior of Zircaloy-4 cladding tube. **Applied Surface Science**, v. 285, p. 832-839, 2013.
- [28] HOFFER, Nathan V.; SABHARWALL, Piyush; ANDERSON, Nolan A. **Modeling a helical-coil steam generator in RELAP5-3D for the next generation nuclear plant**. Idaho National Lab.(INL), Idaho Falls, ID (United States), 2011.
- [29] SPECIAL METALS CORPORATION. INCONEL Alloy 690. Special Metals Corporation, 2009.
- [30] WYLIE, E. Benjamin; STREETER, Victor Lyle; SUO, Lisheng. **Fluid transients in systems**. Englewood Cliffs, NJ: Prentice Hall, 1993.
- [31] BÖTTCHER, Michael; SANCHEZ-ESPINOZA, Victor. Detail CFD simulation of the integrated reactor pressure vessel of SMART. **Progress in Nuclear Energy**, v. 164, p. 104854, 2023.
- [32] PETRUZZI, Alessandro; D' AURIA, Francesco. Thermal-hydraulic system codes in nuclear reactor safety and qualification procedures. **Science and Technology of Nuclear Installations**, v. 2008, n. 1, p. 460795, 2008.
- [33] Zircaloy-4(Alloy Zr4) (UNS R60804). **AZO Materials**, 28 de fev. de 2013. Disponível em <<https://www.azom.com/article.aspx?ArticleID=7644>>. Acesso em 17 de out. de 2024.
- [34] COLLINS, M. C. et al. A comparison of thermo-oxidation kinetic measurements of Zircaloy-4 in light and heavy water steam. **Journal of Nuclear Materials**, v. 573, p. 154111, 2023.
- [35] PRATER, J. T.; COURTRIGHT, E. L. Oxidation of Zircaloy-4 in Steam at 1300 to 2400° C. In: **Zirconium in the Nuclear Industry**. ASTM International, 1987.
- [36] CARBAJO, Juan J. et al. A review of the thermophysical properties of MOX and UO₂ fuels. **Journal of Nuclear Materials**, v. 299, n. 3, p. 181-198, 2001.

- [37] OHIRA, K.; ITAGAKI, N. Thermal conductivity measurements of high burnup UO₂ pellet and a benchmark calculation of fuel center temperature. In: **Proceedings of the American Nuclear Society Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland, Oregon.** 1997. p. 541.
- [38] LANNING, D. D.; BEYER, C. E.; GEELHOOD, K. J. **Frapcon-3 updates, including mixed-oxide fuel properties.** The Commission, 1997.
- [39] KERRISK, Jerry F.; CLIFTON, David G. Smoothed values of the enthalpy and heat capacity of UO₂. **Nuclear Technology**, v. 16, n. 3, p. 531-535, 1972.

APÊNDICE A – Determinação de Propriedades Térmicas de Materiais Estruturais

As propriedades térmicas de materiais estruturais utilizadas na construção do modelo do *SMART* necessárias como parâmetros de entrada para o *RELAP5 MOD 3.3* são a condutividade térmica (W/m.K) e a capacidade térmica volumétrica (J/m³.K). Para o combustível de UO₂, valores de condutividade térmica foram calculados com base no modelo proposto por [37] e [38]. A Equação 7 é utilizada para calcular a condutividade térmica de combustíveis do tipo UO₂ e UO₂-Gd₂O₃ que apresentem 95% da densidade teórica.

$$k_{95} = \left(\frac{1}{A + \alpha g_{ad} + BT + f(\text{Bu}) + (1 - 0,9e^{-0,04\text{Bu}})g(\text{Bu})h(T)} \right) + \frac{C}{T^2} \exp\left(-\frac{D}{T}\right) \quad (7)$$

Em que h(T), f(Bu) e g(Bu) representam, respectivamente [37, 38]:

- f(Bu) = Efeito dos produtos de fissão na matriz cristalina;
- g(Bu) = Efeito de defeitos de irradiação;
- h(T) = Influência da temperatura no processo de recozimento para a recuperação de defeitos de irradiação.

E são dados pelas Equações 8, 9 e 10 [37, 38].

$$h(T) = \frac{1}{1 + 396 \exp\left(-\frac{Q}{T}\right)} \quad (8)$$

$$f(\text{Bu}) = 0,00187\text{Bu} \quad (9)$$

$$g(\text{Bu}) = 0,038\text{Bu}^{0,28} \quad (10)$$

Os demais parâmetros presentes nas equações de 7 a 10 são [37, 38]:

- k_{95} = Condutividade térmica de combustível com 95% de densidade teórica (W/m.K);
- T = Temperatura (K);
- Bu = Taxa de queima (GWd/MTU);

- Q = Parâmetro dependente da temperatura;
- g_{ad} = Fração em massa de Gd_2O_3 .

Em que [37, 38]:

- $Q = 6380 \text{ K}$;
- $A = 0,0452 \text{ m. K/W}$;
- $B = 2,46 \cdot 10^{-4} \text{ m. } \frac{\text{K}}{\text{W}}/\text{K}$;
- $C = 3,5 \cdot 10^{-9} \text{ W. K/m}$;
- $D = 16361 \text{ K}$;
- $\alpha = 1,1599$.

Para determinar a condutividade térmica de um combustível que não corresponda a 95% da densidade teórica, pode-se utilizar a Equação 11 [37, 38].

$$k_d = 1,0789k_{95} \frac{d}{1 + 0,5(1 - d)} \quad (11)$$

Em que k_d é a condutividade térmica ajustada para a densidade do combustível (W/m.K) e d é a densidade teórica do combustível utilizado [37, 38].

As correlações utilizadas tem os seguintes limites de validade:

- Fração em massa de Gd_2O_3 : 0 a 10%;
- Temperaturas: 300K a 2800K;
- Taxa média de queima: 0 a 90 GWd/MTU para UO_2 e 0 a 50 GWd/MTU para UO_2 - Gd_2O_3 ;
- Densidade do combustível: 90% a 98,6%.

A incerteza da correlação empregada na obtenção da condutividade térmica é dada a seguir como um erro padrão relativo para cada tipo de combustível:

- $\sigma(UO_2) = 8,3\%$;

- $\sigma(\text{UO}_2 - \text{Gd}_2\text{O}_3) = 8,8\%$.

A capacidade térmica volumétrica do combustível é determinada pelas Equações 12 e 13, nas quais C_T é a capacidade térmica volumétrica ($\text{J}/\text{m}^3\cdot\text{K}$), C_p a capacidade térmica específica ($\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}$) e ρ_f é a densidade do combustível (kg/m^3) [39].

$$C_T = C_p \cdot \rho_f \quad (12)$$

$$C_p = \frac{K_1 \theta^2 \exp\left(\frac{\theta}{T}\right)}{T^2 \left(\exp\left(\frac{\theta}{T}\right) - 1\right)^2} + K_2 T + \frac{Y K_3 E_D}{2RT^2} \exp\left(\frac{-E_D}{RT}\right) \quad (13)$$

Os demais parâmetros presentes nas equações são [39]:

- T = Temperatura (K);
- Y = Razão óxido/metálico;
- R = constante universal dos gases = $8,3143 \text{ J}/\text{mol}\cdot\text{K}$;
- θ = Temperatura de Einstein (K);
- K_1, K_2, K_3 = constantes;
- E_D = energia de ativação para defeitos de Frenkel (J/mol).

A tabela 21 apresenta os valores de K_1 , K_2 , K_3 , θ e E_D para os combustíveis de UO_2 e $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$.

Tabela 21 – Constantes utilizadas no cálculo da capacidade térmica volumétrica.

Constante	UO_2	$\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$
K_1 ($\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}$)	$2,967 \cdot 10^2$	$3,1586 \cdot 10^2$
K_2 ($\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}^2$)	$2,43 \cdot 10^{-2}$	$4,044 \cdot 10^{-2}$
K_3 (J/kg)	$8,745 \cdot 10^7$	0
θ (K)	$5,35285 \cdot 10^2$	$3,480 \cdot 10^2$
E_D (J/mol)	$1,577 \cdot 10^5$	0

Fonte: [39]

Os limites de validade das correlações empregadas no cálculo capacidade térmica volumétrica são dados a seguir:

- Percentual em massa de Gd_2O_3 : 0 a 10%;
- Temperatura: 300K até a temperatura de fusão aplicável ao material.

A incerteza associada à correlação utilizada é fornecida como um erro padrão absoluto de valor $\sigma = 26 \text{ J/kg.K}$ para ambos os combustíveis.

Para o zircalloy-4, a condutividade térmica foi calculada utilizando a Equação 14, válida para temperaturas de até 2898 K [26].

$$k = 7,511 + 2,088 \cdot 10^{-2}T - 1,45 \cdot 10^{-5}T^2 + 7,668 \cdot 10^{-9} \quad (14)$$

Em que k é condutividade térmica do zircalloy-4 (W/m.K) e T é a temperatura (K). Para temperaturas superiores ou iguais a 2098 K, a condutividade térmica do material é dada por $k = 36 \text{ W/m.K}$. A correlação é válida para temperaturas de 285K a 1770K. O erro padrão absoluto da correlação é de $\sigma = 1,9 \text{ W/m.K}$.

Todos os cálculos foram efetuados por programa implementado pelo autor em linguagem de programação Python, versão 3.12.1. Os parâmetros de entrada utilizados para os cálculos das propriedades térmicas foram obtidos em [8] e [21].