



**INSTITUTO LATINO-AMERICANO DE
TECNOLOGIA, INFRAESTRUTURA E
TERRITÓRIO (ILATIT)
CURSO DE ENGENHARIA DE ENERGIA**

**MODELAGEM E SIMULAÇÃO DINÂMICA DO CIRCUITO PRIMARIO
DE UMA USINA NUCLEAR COM REATOR COM ÁGUA
PRESSURIZADA (PWR)**

ADRIÁN FERNANDO ETCHART VILLAMIZAR

Foz do Iguaçu

2026



**INSTITUTO LATINO-AMERICANO DE
TECNOLOGIA, INFRAESTRUTURA E
TERRITÓRIO (ILATIT)
CURSO DE ENGENHARIA DE ENERGIA**

**MODELAGEM E SIMULAÇÃO DINÂMICA DO CIRCUITO PRIMARIO
DE UMA USINA NUCLEAR COM REATOR COM ÁGUA
PRESSURIZADA (PWR)**

ADRIÁN FERNANDO ETCHART VILLAMIZAR

Trabalho de Conclusão de Curso apresentado, como requisito parcial para obtenção do título de Engenheiro de Energia, à , da Instituto Latino-Americano de Tecnologia, Infraestrutura e Território (ILATIT).

Orientador: Prof. Luis Evelio Garcia Acevedo, Dr.

Coorientador: Prof. João Manoel Lenz, Dr.

Foz do Iguaçu

2026

ADRIÁN FERNANDO ETCHART VILLAMIZAR

**MODELAGEM E SIMULAÇÃO DINÂMICA DO CIRCUITO PRIMARIO
DE UMA USINA NUCLEAR COM REATOR COM ÁGUA
PRESSURIZADA (PWR)**

Trabalho de Conclusão de Curso apresentado, como requisito parcial para obtenção do título de Engenheiro de Energia, à , da Instituto Latino-Americano de Tecnologia, Infraestrutura e Território (ILATIT).

BANCA EXAMINADORA

Prof. Luis Evelio Garcia Acevedo, Dr. (Orientador)
Universidade Federal da Integração Latino Americana (UNILA) -
ILATIT

Prof. João Manoel Lenz, Dr. (Coorientador)
Universidade Federal da Integração Latino Americana (UNILA) -
ILATIT

Prof. Rodrigo Monteiro Elliott, Dr.
UNILA

Prof. Helton Fernando Scherer, Dr.
UNILA

Foz do Iguaçu

2026

NOTA DE RESPONSABILIDADE E DECLARAÇÃO DE USO DE INTELIGÊNCIA ARTIFICIAL

Em atendimento à Política de Integridade na Atividade Científica do CNPq, instituída pela Portaria CNPq nº 2.664/2026, o autor declara que este trabalho é resultado de sua pesquisa, análise crítica e elaboração intelectual, assumindo integral responsabilidade pelo conteúdo apresentado, incluindo dados, interpretações, resultados, conclusões e referências bibliográficas. Declara, ainda, que foram utilizadas ferramentas de Inteligência Artificial Generativa (IAG) exclusivamente como recurso de apoio à redação, revisão linguística, organização de ideias e aprimoramento da clareza textual. Essas ferramentas não foram empregadas para a produção de resultados científicos, geração ou análise de dados, elaboração de interpretações ou formulação das conclusões da pesquisa. Todo o conteúdo produzido com auxílio de IAG foi revisado e validado pelo autor antes de sua incorporação ao manuscrito, em conformidade com os princípios de transparência, responsabilidade, integridade científica e ética acadêmica.

Ferramenta de Inteligência Artificial Generativa utilizada: ChatGPT (OpenAI). Finalidade: apoio à revisão linguística, aperfeiçoamento da redação, organização de ideias e melhoria da clareza textual. Período de utilização: durante as etapas de redação e revisão do manuscrito.

RESUMO

ETCHART VILLAMIZAR, Adrián Fernando. *Modelagem e Simulação Dinâmica Do Circuito Primario De Uma Usina Nuclear Com Reator Com Água Pressurizada (PWR)*. 2026. 78 f. Trabalho de Conclusão de Curso (Graduação em Engenharia de Energia) – , Instituto Latino-Americano de Tecnologia, Infraestrutura e Território (ILATIT), Foz do Iguaçu, 2026.

O crescente consumo de eletricidade e a necessidade de reduzir as emissões de gases de efeito estufa têm reforçado o papel da energia nuclear como uma alternativa estratégica para a transição energética, tornando fundamental o desenvolvimento de ferramentas capazes de representar o comportamento dinâmico de usinas nucleares durante condições transientes. Nesse contexto, este trabalho teve como objetivo desenvolver um modelo matemático dinâmico do circuito primário de uma usina nuclear do tipo Reator de Água Pressurizada (PWR), abrangendo o núcleo do reator, o pressurizador e o gerador de vapor, de modo a representar a interação entre os principais fenômenos neutrônicos, térmicos e hidráulicos do sistema. A modelagem foi baseada na aplicação dos princípios de conservação de massa e energia, na cinética pontual de nêutrons e em modelos concentrados descritos na literatura, sendo implementada no ambiente MATLAB®/Simulink®. Para avaliar o desempenho do modelo, foram realizadas simulações de um transiente de inserção de reatividade, cujos resultados foram comparados com dados de referência disponíveis na literatura. As variáveis simuladas apresentaram comportamento coerente com os fenômenos físicos esperados, reproduzindo adequadamente a resposta dinâmica da potência nuclear, das temperaturas do combustível e do refrigerante e das condições térmicas do gerador de vapor. Dessa forma, o trabalho disponibiliza uma base computacional consistente capaz de apoiar estudos de análise de transientes, avaliação de fenômenos termohidráulicos e desenvolvimento de modelos mais completos para reatores PWR.

Palavras-chave: Reator de Água Pressurizada (PWR); Modelagem Dinâmica; Cinética Pontual de Nêutrons; Simulação Computacional; Pressurizador; Gerador de Vapor; MATLAB/Simulink; Análise de Transientes.

ABSTRACT

ETCHART VILLAMIZAR, Adrián Fernando. *Title of the academic study in English*. 2026. 78 f. Trabalho de Conclusão de Curso (Graduação em Engenharia de Energia) – , Instituto Latino-Americano de Tecnologia, Infraestrutura e Território (ILATIT), Foz do Iguaçu, 2026.

Rising electricity consumption and the need to reduce greenhouse gas emissions have reinforced the role of nuclear energy as a strategic alternative for the energy transition, making it essential to develop tools capable of representing the dynamic behavior of nuclear power plants during transient conditions. In this context, this study aimed to develop a dynamic mathematical model of the primary circuit of a Pressurized Water Reactor (PWR) nuclear power plant—encompassing the reactor core, pressurizer, and steam generator—to represent the interaction among the system’s key neutronic, thermal, and hydraulic phenomena. The modeling was based on the application of mass and energy conservation principles, point neutron kinetics, and lumped-parameter models found in the literature, and was implemented in the MATLAB®/Simulink® environment. To evaluate the model’s performance, simulations of a reactivity insertion transient were conducted, and the results were compared with reference data from the literature. The simulated variables exhibited behavior consistent with expected physical phenomena, accurately reproducing the dynamic response of nuclear power, fuel and coolant temperatures, and the thermal conditions of the steam generator. Thus, this work provides a robust computational foundation capable of supporting studies on transient analysis, the evaluation of thermal-hydraulic phenomena, and the development of more comprehensive models for PWR reactors.

Keywords: Pressurized Water Reactor (PWR); Dynamic Modeling; Point Neutron Kinetics; Computer Simulation; Pressurizer; Steam Generator; MATLAB/Simulink; Transient Analysis.

RESUMEN

ETCHART VILLAMIZAR, Adrián Fernando. *Title of the academic study in English*. 2026. 78 f. Trabalho de Conclusão de Curso (Graduação em Engenharia de Energia) – , Instituto Latino-Americano de Tecnologia, Infraestrutura e Território (ILATIT), Foz do Iguaçu, 2026.

El creciente consumo de electricidad y la necesidad de reducir las emisiones de gases de efecto invernadero han reforzado el papel de la energía nuclear como alternativa estratégica para la transición energética, haciendo esencial el desarrollo de herramientas capaces de representar el comportamiento dinámico de las centrales nucleares durante condiciones transitorias. En este contexto, este trabajo tuvo como objetivo desarrollar un modelo matemático dinámico del circuito primario de una central nuclear de reactor de agua a presión (PWR), que abarca el núcleo del reactor, el presurizador y el generador de vapor, para representar la interacción entre los principales fenómenos neutrónicos, térmicos e hidráulicos del sistema. El modelado se basó en la aplicación de los principios de conservación de masa y energía, cinética de neutrones puntuales y modelos concentrados descritos en la literatura, y se implementó en el entorno MATLAB®/Simulink®. Para evaluar el rendimiento del modelo, se realizaron simulaciones de un transitorio de inserción de reactividad y los resultados se compararon con datos de referencia disponibles en la literatura. Las variables simuladas exhibieron un comportamiento consistente con los fenómenos físicos esperados, reproduciendo adecuadamente la respuesta dinámica de la potencia nuclear, las temperaturas del combustible y del refrigerante, y las condiciones térmicas del generador de vapor. Por lo tanto, este trabajo proporciona una base computacional consistente capaz de respaldar estudios de análisis transitorio, evaluación de fenómenos termohidráulicos y el desarrollo de modelos más completos para reactores PWR.

Palavras-clave: Reactor de agua a presurizada (PWR), Modelado dinámico, Cinética puntual de neutrones , Simulación computacional, Presurizador, Generador de vapor, MATLAB/Simulink, Análisis transitorio

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 1 - Matriz energética brasileira para produção de eletricidade em 2025. . .	15
Figura 2 - Número de reatores operativos por tipo.	18
Figura 3 - Processo de fissão de um núcleo de U_{235}	20
Figura 4 - Estrutura típica de uma central nuclear PWR.	23
Figura 5 - Circuito Primário de uma usina PWR.	24
Figura 6 - Corte transversal de um vaso de pressão.	25
Figura 7 - Vareta e elemento combustível.	26
Figura 8 - Gerador de Vapor.	27
Figura 9 - Pressurizador.	27
Figura 10 - Circuito Secundário.	29
Figura 11 - Circuito Terciário.	30
Figura 12 - Diagrama do balanço de massa e energia no vaso de pressão do reator.	45
Figura 13 - Sistema simplificado de gerador de vapor.	51
Figura 14 - Variação da potência no reator.	57
Figura 15 - Variação da potência nuclear na referencia Galvão (2017).	57
Figura 16 - Variação da potência no reator.	58
Figura 17 - Variação da reatividade ρ em função do tempo.	59
Figura 18 - Variação da temperatura do combustível em função do tempo.	60
Figura 19 - Variação da temperatura do combustível na referencia Galvão (2017).	60
Figura 20 - Variação da temperatura do refrigerante no núcleo do reator.	61

Figura 21 - Variação da temperatura do refrigerante zona 1 na referencia Galvão (2017).	61
Figura 22 - Variação da temperatura do refrigerante zona 2 na referencia Galvão (2017).	62
Figura 23 - Variação da temperatura do refrigerante no circuito em função do tempo.	62
Figura 24 - Variação da temperatura na perna fria na referencia Galvão (2017). . .	63
Figura 25 - Variação da temperatura na perna quente na referencia Galvão (2017).	63
Figura 26 - Variação da pressão no pressurizador em função do tempo.	64
Figura 27 - Variação da pressão no pressurizador na referencia Galvão (2017). . . .	64
Figura 28 - Variação da temperatura no gerador de vapor em função do tempo. . .	65
Figura 29 - Variação da pressão no gerador de vapor em função do tempo.	66
Figura 30 - Variação na pressão de vapor que sai do gerador de vapor na referencia Galvão (2017).	66
Figura 31 - Variação da pressão no gerador de vapor em escala logarítmica.	67
Figura B.1 - Estrutura do modelo do circuito primário desenvolvida no Simulink®.	75
Figura B.2 - Estrutura do modelo do reator nuclear desenvolvida no Simulink®. . .	76
Figura B.3 - Estrutura do modelo do pressurizador desenvolvida no Simulink®. . .	77
Figura B.4 - Estrutura do modelo do gerador de vapor desenvolvida no Simulink®.	78

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Critério de criticalidade de um reator nuclear.	32
Tabela 2 - Fração de nêutrons atrasados para diferentes combustíveis.	33
Tabela 3 - Parâmetros utilizados nas equações 10 e 11.	43
Tabela 4 - Parâmetros utilizados na Equação 12.	44
Tabela 5 - Parâmetros utilizados nas equações 13 e 12.	44
Tabela 6 - Parâmetros utilizados nas equações 15, 16, 17 e 18.	46
Tabela 7 - Parâmetros utilizados na Equação 19.	47
Tabela 8 - Parâmetros utilizados na Equação 22.	49
Tabela 9 - Parâmetros utilizados nas equações 28 e 29.	52
Tabela 10 - Parâmetros utilizados nas equações 30 e 31.	53
Tabela 11 - Parâmetros utilizados na Equação 32.	55
TabelaA.1 - Parâmetros utilizados no modelo do núcleo do reator.	72
TabelaA.2 - Parâmetros utilizados no modelo do pressurizador.	73
TabelaA.3 - Parâmetros utilizados no modelo do gerador de vapor.	74

GLOSSÁRIO

Núcleo do reator: Região central do reator nuclear onde está localizado o combustível nuclear e onde ocorrem as reações de fissão em cadeia responsáveis pela geração de energia térmica.

Fissão: Reação nuclear na qual um núcleo atômico pesado se divide em dois ou mais núcleos menores após absorver um nêutron, liberando energia, novos nêutrons e radiação.

Estado de excitação: Estado energético de um núcleo atômico ou de um átomo cuja energia é superior à do estado fundamental, geralmente após a absorção de energia durante uma reação nuclear.

Material físsil: Material cujos núcleos podem sofrer fissão após a absorção de nêutrons térmicos, sustentando uma reação em cadeia. Exemplos incluem o urânio-235 e o plutônio-239.

Material fértil: Material que não sofre fissão com nêutrons térmicos, mas que pode ser convertido em um material físsil por meio da captura de nêutrons seguida de decaimentos radioativos. Exemplos incluem o urânio-238 e o tório-232.

Yellowcake: Concentrado de urânio obtido após o beneficiamento do minério, composto principalmente por óxidos de urânio, constituindo a matéria-prima para as etapas de conversão, enriquecimento e fabricação do combustível nuclear.

Combustível nuclear: Material contendo isótopos físséis utilizado para produzir energia por meio da reação de fissão. Em reatores PWR, normalmente é constituído por pastilhas de dióxido de urânio (UO_2) enriquecido, acondicionadas em varetas metálicas.

Hastes de controle: Componentes do reator fabricados com materiais de elevada capacidade de absorção de nêutrons, utilizados para controlar a reatividade e, consequentemente, a potência do reator por meio de sua inserção ou retirada do núcleo.

Foco frio (perna fria): Trecho do circuito primário compreendido entre a saída do gerador de vapor e a entrada do vaso do reator, por onde o refrigerante retorna ao núcleo após transferir calor ao circuito secundário.

Desexcitação: Processo pelo qual um núcleo atômico ou átomo retorna de um estado excitado para um estado de menor energia, emitindo radiação eletromagnética, como raios gama, ou partículas.

Válvula de alívio: Dispositivo destinado a controlar a pressão de um sistema por meio da abertura gradual quando a pressão ultrapassa um valor preestabelecido, retornando à posição fechada após a redução da pressão.

Válvula de segurança: Dispositivo de proteção projetado para abrir automaticamente quando a pressão do sistema excede o limite de segurança estabelecido, evitando danos aos equipamentos e garantindo a integridade do sistema por meio da rápida liberação do fluido.

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	14
1.1	PRINCÍPIOS DA GERAÇÃO NUCLEOELÉTRICA E SUA RE- LEVÂNCIA NA TRANSIÇÃO ENERGÉTICA	16
1.2	TIPOS DE REATORES NUCLEARES	17
1.3	JUSTIFICATIVA	18
1.4	OBJETIVOS	18
2	FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA	20
2.1	FISSÃO NUCLEAR	20
2.2	ESTRUTURA DE UMA USINA PWR	22
2.2.1	CIRCUITO PRIMARIO	22
2.2.1.1	REATOR	23
2.2.1.2	GERADOR DE VAPOR	25
2.2.1.3	PRESSURIZADOR	26
2.2.1.4	BOMBAS DE REFRIGERAÇÃO	28
2.2.2	CIRCUITO SECUNDÁRIO	28
2.2.2.1	TURBINA	29
2.2.2.2	CONDENSADOR	29
2.2.3	CIRCUITO TERCIÁRIO	30
2.2.3.1	CONDENSADOR	30
2.3	DECAIMENTO RADIOATIVO	30

2.4	CINÉTICA DE REATORES NUCLEARES	31
2.5	EFEITOS DA TEMPERATURA SOBRE A REATIVIDADE . .	34
2.6	REVISÃO DE MODELOS DINÂMICOS DE REATORES PWR	35
3	METODOLOGIA	39
3.1	CONSIDERAÇÕES INICIAIS	39
3.2	HIPÓTESES E LIMITAÇÕES DA MODELAGEM	40
3.3	MODELAGEM DINÂMICO DO REATOR PWR	42
3.3.1	VASO DE PRESSÃO DO REATOR	42
3.3.2	PRESSURIZADOR	48
3.3.3	GERADOR DE VAPOR	51
3.4	MATLAB®/SIMULINK®	54
4	RESULTADOS	57
5	CONCLUSÃO	68
	REFERÊNCIAS	70
	APÊNDICE A – PARÂMETROS UTILIZADOS NA SIMULAÇÃO . .	72
	APÊNDICE B – DIAGRAMAS DOS MODELOS IMPLEMENTADOS EM SIMULINK®	75

1 INTRODUÇÃO

A demanda global por eletricidade apresentou um crescimento de 4,3% em 2024, superando tanto os incrementos da demanda total de energia quanto o do Produto Interno Bruto (PIB). Esse cenário é impulsionado por tendências estruturais, que incluem a crescente eletrificação dos usos finais, o maior acesso a equipamentos de elevado consumo (como sistemas de ar-condicionado) e a transição para uma manufatura intensiva em eletricidade. Somam-se a isso a expansão da digitalização, dos centros de processamento de dados (*datacenters*) e das aplicações de inteligência artificial, fatores que intensificaram o consumo e fizeram com que o setor elétrico respondesse por três quintos de todo o aumento da demanda global de energia (IEA, 2025).

No entanto, a adoção de tecnologias de baixa emissão de gases de efeito estufa (GEE) permanece atrasada na maioria dos países em desenvolvimento, especialmente nos países menos desenvolvidos. Esse cenário é atribuído, em parte, às limitações no acesso a financiamento, ao desenvolvimento e à transferência de tecnologia, bem como à limitada capacidade técnica e institucional. Além disso, embora os fluxos de financiamento climático tenham aumentado na última década, os investimentos públicos e privados destinados aos combustíveis fósseis ainda superam aqueles direcionados às ações de mitigação e adaptação às mudanças climáticas, dificultando a transição para uma matriz energética de baixo carbono (IPCC, 2023).

Por esse motivo, nas últimas décadas, intensificou-se o debate acerca das mudanças climáticas, com especial atenção ao aumento da temperatura média global e à contribuição das atividades humanas para esse fenômeno. De acordo com IPCC (2023), "a temperatura da superfície global atingiu um valor 1,1°C superior no período de 2011–2020 em relação ao período de 1850–1900", referindo-se à temperatura média da superfície terrestre. Ainda segundo o mesmo autor, é inequívoco que esse aumento está diretamente associado às emissões de GEE decorrentes das atividades humanas, tais como processos industriais, uso de combustíveis fósseis, silvicultura e mudanças no uso da terra, entre outras.

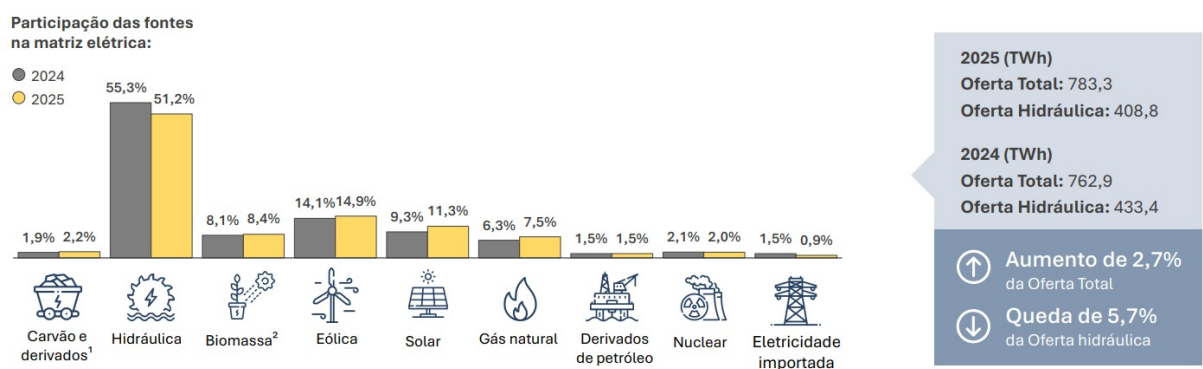
O efeito deste excesso de emissões de GEE, impulsionada pela ação humana, desencadeou uma crise climática caracterizada por mudanças rápidas e generalizadas na atmosfera, no oceano, na criosfera e na biosfera, resultando em impactos adversos profundos, além de perdas e danos substanciais à natureza e à sociedade (IPCC, 2023). Agravando esse cenário, as consequências dessa crise atingem de forma desproporcional as comunidades mais vulneráveis, justamente aquelas que menos contribuíram historicamente para a

atual mudança do clima (IPCC, 2023). Em 2024, a temperatura média global próxima à superfície atingiu $1,55\text{ }^{\circ}\text{C} \pm 0,13\text{ }^{\circ}\text{C}$ em relação ao período de referência de 1850 a 1900. A partir da síntese de seis conjuntos de dados globais, o respectivo ano consolidou-se como o mais quente ao longo de 175 anos de registros observacionais, superando a máxima anterior de $1,45\text{ }^{\circ}\text{C} \pm 0,12\text{ }^{\circ}\text{C}$, observada em 2023. Adicionalmente, evidencia-se uma tendência de aquecimento contínuo, visto que a última década (2015–2024) concentra os dez anos com as temperaturas mais elevadas já documentadas na série histórica (WMO, 2025).

Portanto, o interesse de desenvolver tecnologias que contribuíam com a diminuição das emissões de GEE tem aumentado com o tempo, assim como a necessidade de aproveitar fontes de energia verde e energia renovável. Enquanto a primeira é uma forma de classificar as fontes obtidas a partir de fenômenos naturais que são renovados constante e rapidamente (vento, sol, marés etc.), a segunda é uma classificação que indica fontes de energia com baixa emissão de substâncias contaminantes (IPCC, 2023).

Na Figura 1, a matriz elétrica brasileira é predominantemente composta por fontes hidrelétricas. De acordo com Junior et al. (2019), no Sistema Interligado Nacional (SIN), o Operador Nacional do Sistema Elétrico (ONS) prioriza o despacho das usinas com menor custo variável de operação. Nesse contexto, as usinas hidrelétricas são utilizadas preferencialmente, uma vez que não apresentam custos associados ao consumo de combustível. Quando a geração hidrelétrica não é suficiente para atender à demanda ou às restrições operativas do sistema, fontes complementares, como as usinas termelétricas, são acionadas para garantir o suprimento de energia elétrica.

Figura 1 - Matriz energética brasileira para produção de eletricidade em 2025.



Fonte: BEM, 2026.

Diante da crescente crises devidas as mudanças climáticas e da necessidade de reduzir as emissões de gases de efeito estufa, a energia nuclear tem sido apontada como uma importante alternativa para a transição energética global. Durante a 26ª Conferência das

Nações Unidas sobre Mudanças Climáticas (COP-26), destacou-se o papel dessa tecnologia na mitigação do aquecimento global, em razão de sua capacidade de gerar grandes quantidades de eletricidade com baixas emissões de carbono ao longo de seu ciclo de vida. Além de contribuir para a descarbonização do setor elétrico, a energia nuclear pode complementar outras fontes renováveis, aumentando a segurança e a confiabilidade do suprimento energético. Nesse contexto, seu uso é considerado relevante para o cumprimento das metas estabelecidas pelo Acordo de Paris e para a redução das emissões necessárias ao alcance de um desenvolvimento sustentável e de uma economia de baixo carbono (IAEA, 2021). Deste modo, FPN (2023) afirma que “Ter disponível tanto matéria-prima quanto a tecnologia para operá-la, garante aos países uma independência energética e uma transição energética segura”.

1.1 PRINCÍPIOS DA GERAÇÃO NUCLEOELÉTRICA E SUA RELEVÂNCIA NA TRANSIÇÃO ENERGÉTICA

Em um reator nuclear, núcleos atômicos pesados, como o urânio-235 (U_{235}), podem sofrer o processo de fissão nuclear, no qual o núcleo se divide em dois ou mais fragmentos de menor massa. Esse processo libera uma quantidade significativa de energia, além de nêutrons livres que podem induzir novas fissões, estabelecendo uma reação em cadeia (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005). A fissão nuclear é uma reação exotérmica, na qual a energia liberada é distribuída principalmente na forma de energia cinética dos fragmentos de fissão e de radiação gama. A energia cinética desses fragmentos é convertida em calor por meio de sua interação com o combustível e o refrigerante do reator, sendo responsável pelo aquecimento do fluido refrigerante (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005). A reação de fissão é iniciada quando um núcleo físsil absorve um nêutron livre, dando início ao processo de reação em cadeia.

A energia nuclear desempenha um papel estratégico na transição para uma matriz energética de baixo carbono, uma vez que, além da geração de eletricidade, pode contribuir para a produção de calor e de hidrogênio com baixas emissões de gases de efeito estufa (GEE). Em razão dessas características, a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA, por suas siglas em inglês) considera que a energia nuclear constitui um dos elementos fundamentais para o cumprimento das metas do Acordo de Paris, auxiliando na limitação do aquecimento global e na descarbonização de setores de difícil eletrificação, como a indústria e o transporte (IAEA, 2021).

1.2 TIPOS DE REATORES NUCLEARES

O reator nuclear é o principal componente de uma usina nuclear, sendo responsável pela produção de energia por meio da fissão de núcleos atômicos pesados. O reator está formado por uma câmara de resfriamento hermeticamente fechada revestidas de aço para evitar o vazamento de radiação, além disso, passa através dele um líquido refrigerante que consegue remover o calor de forma eficiente para poder manter sustentável a reação (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005). As centrais nucleares são divididas em dois grupos, reatores térmicos e reatores rápidos (FERNÁNDEZ, 2022).

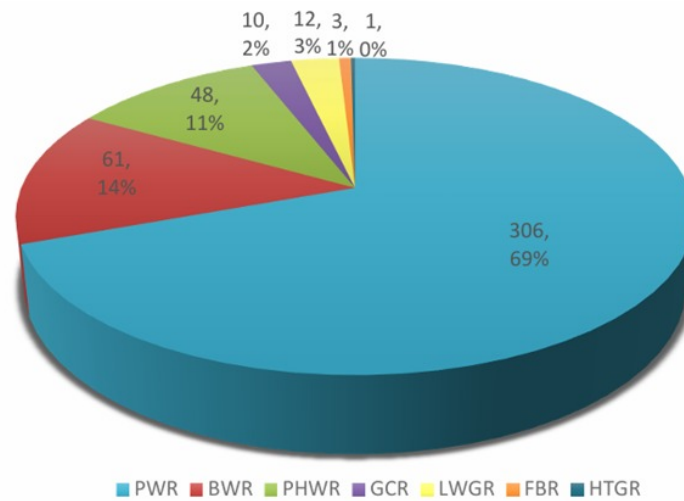
A principal diferença entre ambos os tipos de reatores é que o reator térmico faz uso de um moderador para diminuir e controlar a velocidade dos nêutrons que reagem no núcleo, enquanto os reatores rápidos (FBR, do inglês Fast Breeder Reactor) não fazem uso de um moderador (FERNÁNDEZ, 2022). Entre os tipos de reatores térmicos se encontram:

- Reatores moderados por água leve, LWR (*Light Water Reactor*);
 - Reatores de água leve pressurizada, PWR (*Pressurized Water Reactor*);
 - Reatores de água leve em ebulição, BWR (*Boiling Water Reactor*);
- Reatores moderados por água pesada, PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactor*);
- Reatores moderados com grafite;
 - LWGR (*Light Water Cooled, Graphite Moderated Reactor*);
 - GCR (*Gas Cooled Reactor*);
 - HTGR (*High Temperature Gas Cooled Reactor*);

Um novo tipo de reator que está inovando no setor nuclear é o SMR (*Small Modular Reactors*), que consiste em reatores de tamanho reduzido com a possibilidade de ser transportados e colocados em locais desejados. Algumas das vantagens desta tecnologia é que elimina muitos dos sistemas complexos das usinas maiores, como as bombas, motores, válvulas e tubulações. Além disso tem menor custo de manutenção e operação, não precisando de substituição do seu combustível durante seu período de vida (entre 15 a 30 anos). Seu resfriamento pode-se dar através de água, gás, metais líquidos ou sais fundidos e podem gerar de 20 MWh até 300 MWh (ABDAN, 2025).

O tipo de reator mais comum é o PWR conforme mostrado na Figura 2 (FERNÁNDEZ, 2022). Como exemplo, os reatores da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, localizada em Angra dos Reis (RJ), utilizam essa tecnologia (GALVÃO, 2017).

Figura 2 - Número de reatores operativos por tipo.



Fonte: Fernandez, 2022.

1.3 JUSTIFICATIVA

A transição energética global exige a consolidação de fontes de energia de baixo carbono que garantam a segurança do suprimento elétrico. A energia nuclear apresenta-se como uma alternativa robusta, capaz de gerar eletricidade em grande escala com impactos ambientais e emissões de GEE significativamente menores do que os combustíveis fósseis.

No Brasil, a inclusão da expansão termonuclear no PNE 2025 evidencia a importância estratégica desta tecnologia para diversificar e dar estabilidade ao Sistema Interligado Nacional (SIN). Nesse contexto, a compreensão aprofundada da dinâmica de operação dessas usinas é fundamental para assegurar sua viabilidade e segurança a longo prazo. Para que a operação de uma usina nuclear seja segura e eficiente, é imprescindível prever o comportamento de seus sistemas sob diversas condições operacionais.

A modelagem e simulação dinâmica de reatores do tipo PWR, como os utilizados na central de Angra 2, permitem analisar a interação complexa entre os circuitos primário, secundário e os sistemas de controle. Este tipo de análise é crucial não apenas para otimizar o funcionamento em regime permanente, mas principalmente para avaliar a estabilidade do reator frente a perturbações, garantindo que o sistema retorne a um estado seguro de operação.

1.4 OBJETIVOS

Desenvolver um modelo matemático linearizado do circuito primário de uma usina nuclear do tipo PWR e implementá-lo no ambiente gráfico Simulink®[®], integrado ao

software MATLAB®), visando à simulação e à análise do comportamento dinâmico do sistema. Para atingir esse objetivo, pretende-se:

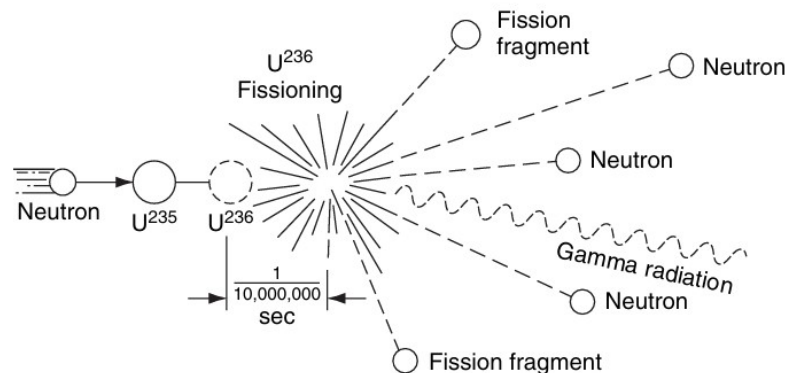
- Desenvolver o modelo matemático linearizado dos principais componentes do circuito primário de um reator nuclear do tipo PWR;
- Implementar o modelo dinâmico no entorno Simulink®;
- Avaliar o comportamento dinâmico do circuito primário durante um transiente previamente definido, analisando a resposta das principais variáveis de estado e a estabilidade do sistema; e
- Comparar e discutir os resultados obtidos pelo modelo implementado com dados de referência disponíveis na literatura.

2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

2.1 FISSÃO NUCLEAR

A fissão do núcleo de um átomo consiste no rompimento do núcleo em dois fragmentos maciços resultando em certos elementos pesados, como o urânio, após a absorção de um nêutron (MURRAY, 2004). A Figura 3 apresenta o processo de fissão de um núcleo de U_{235} , onde é lançado um nêutron a alta velocidade ao núcleo obtendo como resultado que este fique em um estado de excitação, posteriormente, isto faz que o núcleo se distorça e se separe liberando fragmentos de fissão a alta velocidade. O produto desta reação são raios gama, núcleos atomicamente menores e mais nêutrons com alta velocidade que podem ser utilizados para fissionar outros átomos de U_{235} e, dessa forma, gerar uma reação em cadeia (LEWIS, 2008). Neste processo e, para o U_{235} , a geração de energia por unidade de massa atômica é cerca de 200 MeV ($1 \text{ eV} = 1,6 * 10^{-25} \text{ MJ}$), que comparada com uma reação química (por exemplo de 1 m^3 de gás natural com um conteúdo energético de 30 MJ) é uma quantidade enorme de energia (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005).

Figura 3 - Processo de fissão de um núcleo de U_{235} .



Fonte: Lewis, 2008.

Átomos de um mesmo elemento químico possuem o mesmo número atômico, isto é, o mesmo número de prótons, mas podem apresentar diferentes números de nêutrons e, consequentemente, diferentes massas atômicas. Essas variações dão origem aos isótopos de um elemento químico (LEWIS, 2008). No contexto da engenharia nuclear, os materiais nucleares podem ser classificados em dois grupos: materiais físeis e materiais férteis. Os materiais físeis são capazes de sofrer fissão após a absorção de nêutrons em uma ampla faixa de energias, enquanto os materiais férteis não sofrem fissão diretamente, mas podem

capturar nêutrons e, por meio de decaimentos radioativos sucessivos, serem convertidos em materiais físeis (LEWIS, 2008). Entre os principais isótopos do urânio, o U_{235} é classificado como material físsil, enquanto o U_{238} é considerado um material fértil.

O urânio é o elemento radioativo de maior ocorrência natural utilizado para esse fim, sendo extraído na forma de *yellowcake*, um concentrado de urânio cuja composição é expressa em equivalente de U_3O_8 . O urânio natural é constituído por aproximadamente 99,3% do isótopo U_{238} e apenas 0,7% do isótopo físsil U_{235} , proporção insuficiente para sustentar eficientemente uma reação em cadeia em reatores de água leve (GUIMARÃES, 2010). Dessa forma, o *yellowcake* é submetido a um processo de conversão química para a produção de hexafluoreto de urânio (UF_6), composto que se encontra no estado gasoso em temperaturas relativamente baixas e que possibilita as etapas subsequentes de transporte e enriquecimento (GUIMARÃES, 2010).

Uma das técnicas de enriquecimento isotópico do urânio é a difusão gasosa, que baseia-se na diferença de massa entre as moléculas de UF_6 que contêm os isótopos U_{235} e U_{238} (LAMARSH; BARATTA, 2001). Nesse processo, o UF_6 é mantido no estado gasoso e forçado a atravessar uma barreira porosa, permitindo que as moléculas de menor massa atravessem a barreira com maior facilidade. Como resultado, o gás obtido apresenta uma concentração ligeiramente superior de U_{235} , enquanto o gás remanescente torna-se relativamente empobrecido nesse isótopo. Devido à pequena diferença de massa entre as moléculas de $^{235}UF_6$ e $^{238}UF_6$, o enriquecimento obtido em cada etapa é reduzido, sendo necessária a utilização de milhares de estágios interligados em cascata para alcançar a concentração desejada de U_{235} . Embora esse método tenha sido o primeiro processo economicamente viável para o enriquecimento de urânio, seu elevado consumo de energia elétrica tornou-o progressivamente menos competitivo em relação a tecnologias mais modernas, como a ultracentrifugação (LAMARSH; BARATTA, 2001).

O método de enriquecimento por centrífuga a gás baseia-se no mesmo princípio de diferença de massa, mas este funciona por meio da rotação do gás em alta velocidade no interior de um rotor (LAMARSH; BARATTA, 2001). A força centrífuga faz com que as moléculas mais pesadas, contendo U_{238} , concentrem-se próximas à parede do rotor, enquanto as moléculas mais leves, contendo U_{235} , permanecem mais próximas ao eixo, possibilitando a obtenção de uma corrente levemente enriquecida em U_{235} . Como o grau de separação alcançado em uma única centrífuga é reduzido, diversas unidades são conectadas em cascata para atingir o nível de enriquecimento desejado. Em comparação com o processo de difusão gasosa, a ultracentrifugação apresenta eficiência significativamente superior, principalmente devido ao seu baixo consumo de energia elétrica, tornando-se o método de enriquecimento isotópico mais empregado atualmente (LAMARSH; BARATTA, 2001).

Um dos desenvolvimentos mais significativos da última década diz respeito à crescente demanda por níveis de enriquecimento superiores aos tradicionalmente empregados nos reatores de água leve (LWR) convencionais. Historicamente, o combustível utilizado em reatores PWR e BWR é com urânio de baixo enriquecimento (LEU) na faixa de 3% a 5% em U_{235} ; contudo, avanços recentes têm impulsionado a indústria em direção a patamares de enriquecimento mais elevados, com implicações diretas sobre os processos de fabricação, os sistemas de controle de qualidade e a infraestrutura regulatória dos Estados membros da AIEA (IAEA, 2025).

A introdução do chamado urânio de baixo enriquecimento de alta concentração, conhecido pela sigla em inglês HALEU (*High Assay Low Enriched Uranium*), com níveis de enriquecimento entre 5% e 19,75% em U_{235} , representa um dos vetores mais relevantes de inovação tecnológica no ciclo do combustível nuclear. Esse patamar de enriquecimento é particularmente demandado pelos projetos de reatores modulares de pequeno porte (SMRs) em desenvolvimento ao redor do mundo, cujos projetos contemplam combustíveis com enriquecimento entre 5% (LEU convencional) e até 20% (HALEU), a depender do design do reator e da potência térmica almejada, que tipicamente se situa na faixa de 150 a 600 MWth (Megawatt térmico). A *Nuclear Energy Agency* (NEA) reportou, em seu painel de 2023, mais de 80 SMRs e microrreatores em algum estágio de desenvolvimento, muitos dos quais requerem combustíveis com enriquecimento superior ao atualmente fabricado em escala industrial (IAEA, 2025).

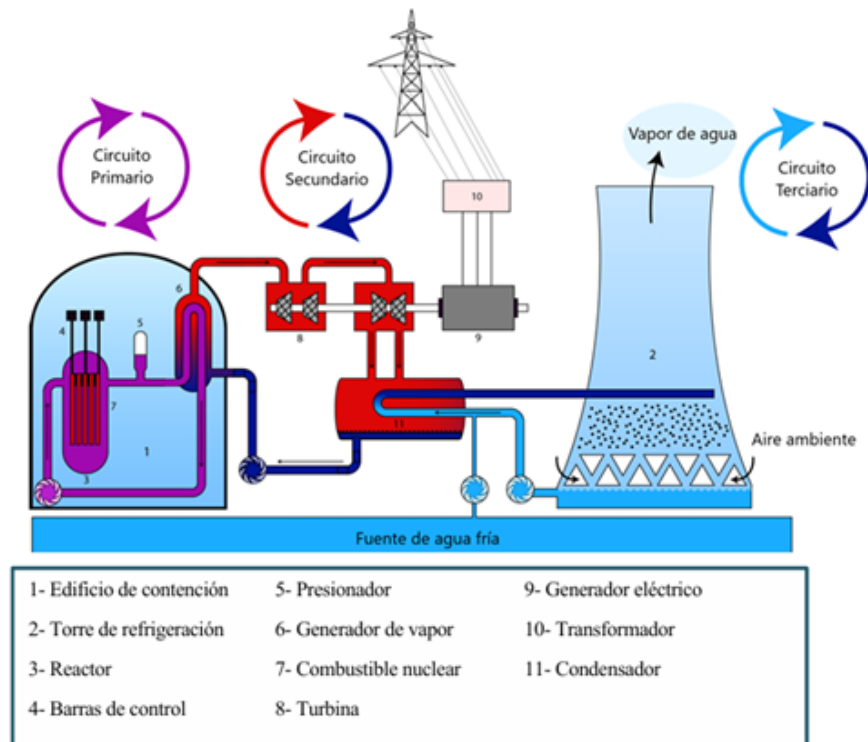
2.2 ESTRUTURA DE UMA USINA PWR

Embora apresente particularidades associadas ao processo de geração nuclear, uma usina do tipo PWR pode ser interpretada como uma máquina térmica cujo ciclo de conversão de energia possui semelhanças com o ciclo Rankine quando representado em um diagrama pressão-volume (GUIMARÃES, 2010). Dessa forma, para compreender o funcionamento global da instalação, é necessário analisar os sistemas e equipamentos responsáveis pela transferência de energia entre seus diferentes circuitos. Assim, nesta seção são apresentados os principais componentes de uma usina PWR e suas respectivas funções. A Figura 4 apresenta a estrutura geral de uma usina PWR, nela pode-se observar como está composta por três circuitos independentes, primário, secundário e terciário.

2.2.1 CIRCUITO PRIMARIO

O circuito primário é um circuito fechado que transfere o calor procedente do reator para o circuito secundário. Se encontra dentro de uma edificação de concreto e conta com um revestimento de aço para suportar as pressões e temperaturas elevadas

Figura 4 - Estrutura típica de uma central nuclear PWR.



Fonte: Fernandez, 2022.

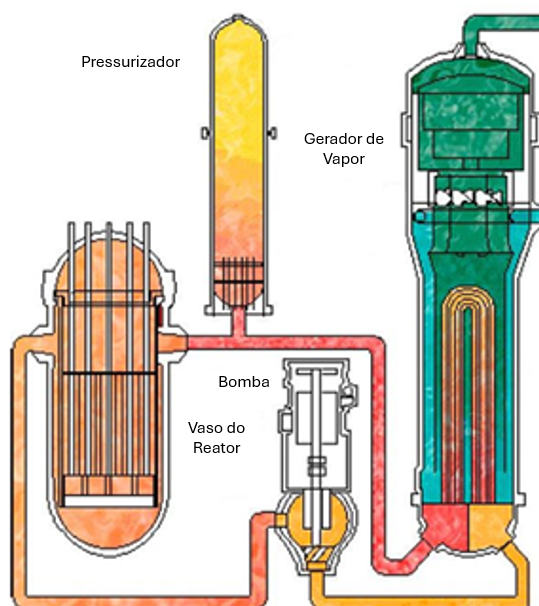
(FERNÁNDEZ, 2022). A Figura 5 apresenta os componentes típicos de um circuito primário sendo estes o vaso do reator, o pressurizador, a bomba de refrigeração e o gerador de vapor, os quais são descritos a continuação.

2.2.1.1 REATOR

Neste elemento se encontra o combustível nuclear, dentro de um vaso de pressão, um recipiente cilíndrico com uma tampa removível, fixada com parafusos, para permitir o reabastecimento do reator. O vaso está construído com aço carbono, e todas as superfícies que têm contacto com a água do circuito estão recobertas com aço inoxidável, para evitar a corrosão (FERNÁNDEZ, 2022). A Figura 6 apresenta o vaso do reator, nele pode-se observar como a água entra a uma temperatura de cerca de 290 °C, circula ao redor do núcleo, passa para cima através do núcleo onde é aquecida e depois sai do vaso com uma temperatura de cerca de 325 °C. A água em um PWR é mantida sob alta pressão (aproximadamente 15 MPa, onde a temperatura de saturação é de 345 °C) para evitar que esta ferva de forma significativa (LAMARSH; BARATTA, 2001).

Para que a reação de fissão em cadeia seja sustentada, é necessário que os nêutrons produzidos nas fissões sejam desacelerados até atingirem a faixa de energia dos nêutrons térmicos, caracterizados por sua baixa energia cinética. Como os nêutrons gerados na

Figura 5 - Circuito Primário de uma usina PWR.



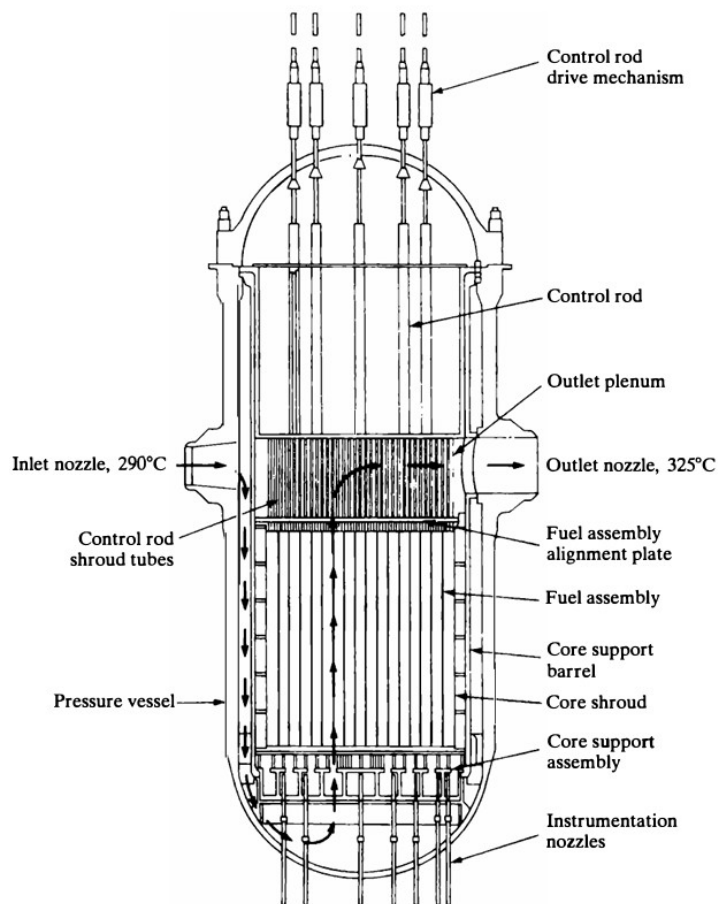
Fonte: Adaptado de Fernandez, 2022.

fissão são emitidos inicialmente com altas energias, utiliza-se um material moderador para reduzir sua velocidade por meio de sucessivas colisões. Nos reatores do tipo PWR, a água desempenha simultaneamente as funções de moderador, promovendo a desaceleração dos nêutrons rápidos para nêutrons térmicos, e de refrigerante, removendo o calor gerado no núcleo do reator (LAMARSH; BARATTA, 2001).

O sistema também utiliza água como refrigerante, este flui pelo núcleo com a finalidade de retirar o calor gerado pelo elemento combustível e transferindo-o para o gerador de vapor (MICELLI, 2024). Em reatores PWR o combustível está na forma de pequenos pastilhas cilíndricas, com cerca de 1 cm de diâmetro e 2 cm de comprimento, que geralmente são côncavas nas extremidades (LAMARSH; BARATTA, 2001). A Figura 7 apresenta uma vareta de combustível de aço inoxidável com 4 m de comprimento, que contem as pastilhas organizadas em uma rede de combustível retangular. O conjunto organizado de varias varetas é chamado elemento combustível (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005).

Para controlar a reação em cadeia são utilizadas as barras de controle, que por meio da inserção destas no núcleo controlam a reatividade do reator (LAMARSH; BARATTA, 2001). Além do controle da reatividade, as barras de controle desempenham um papel fundamental na manutenção da potência do reator no nível operacional estabelecido. Ao longo da operação, a composição do combustível é alterada em decorrência do consumo

Figura 6 - Corte transversal de um vaso de pressão.



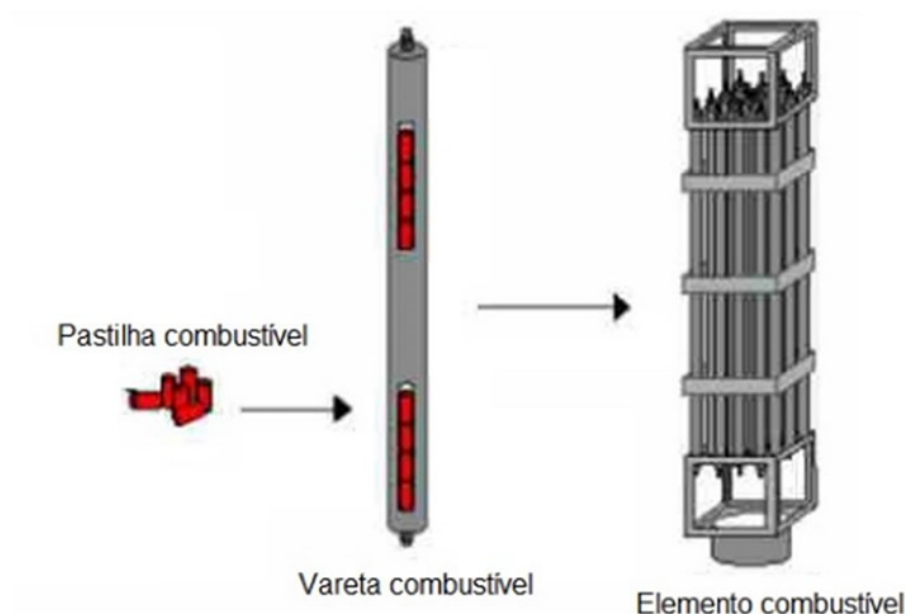
Fonte: Lamarsh e Baratta, 2001.

dos núcleos físseis e do acúmulo de produtos de fissão com elevada capacidade de absorção de nêutrons. Essas mudanças reduzem gradualmente a reatividade do núcleo, tornando necessário o reposicionamento das barras de controle para compensar seus efeitos e manter o reator operando na potência desejada (LAMARSH; BARATTA, 2001). As barras podem ter formato cilíndrico, de folhas, laminas ou laminas cruzadas e podem estar compostas de aço com boro, ligas de prata, háfnio ou cádmio, que são elementos metálicos que são fortes absorvedores de nêutrons térmicos (LAMARSH; BARATTA, 2001).

2.2.1.2 GERADOR DE VAPOR

Como a água não ferve no reator, o vapor para movimentar as turbinas precisa ser produzido fora do reator. Para isso é utilizado o gerador de vapor que consiste em um trocador de calor que evapora a água do circuito secundário a partir do calor da água pressurizada no circuito primário (LAMARSH; BARATTA, 2001). A Figura 8 mostra como o gerador de vapor contém um grupo de entre 3000 e 16000 tubos em forma de U,

Figura 7 - Vareta e elemento combustível.



Fonte: Micelli, 2024.

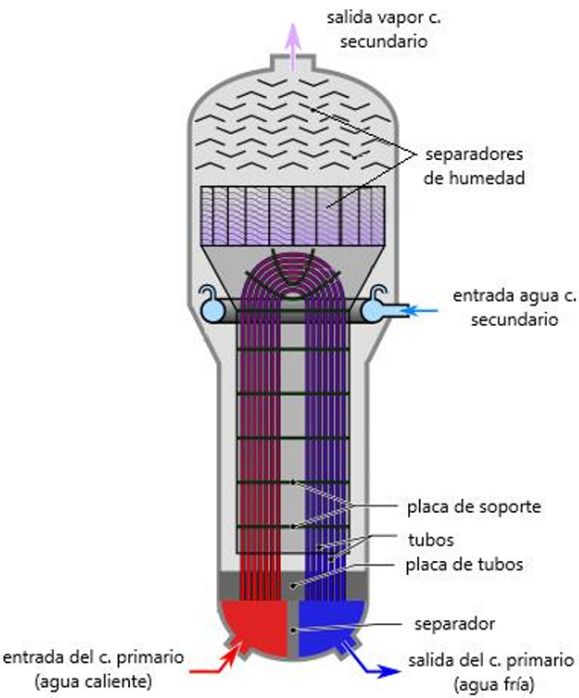
para aumentar a superfície da troca de calor (FERNÁNDEZ, 2022). A superfície externa dos tubos entra em contato com água de alimentação mais fria e de baixa pressão (5 MPa), fazendo com que ela ferva, produzindo vapor (LAMARSH; BARATTA, 2001).

Os geradores de vapor estão desenhados com materiais capazes de suportar altas pressões, como aços inoxidáveis e ligas de zircônio, altas temperaturas, radiação e corrosão. Este também contém separadores de umidade, para diminuir o mínimo possível o conteúdo de umidade do vapor e evitar danos nas pás da turbina do circuito secundário. A água separada do vapor é empregada novamente no processo de produção de vapor (FERNÁNDEZ, 2022).

2.2.1.3 PRESSURIZADOR

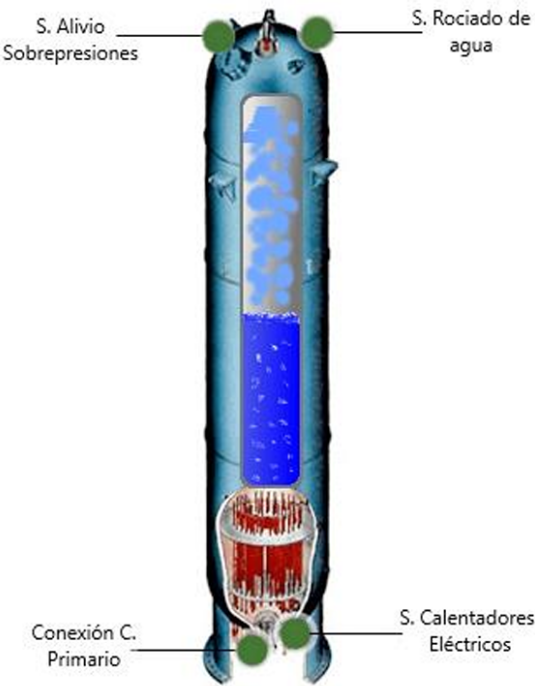
Como a água é essencialmente incompressível, pequenas mudanças no volume do líquido de resfriamento podem levar a grandes alterações de pressão que podem prejudicar seriamente o sistema. Se por algum acaso o volume do líquido de resfriamento diminuir, a subsequente queda de pressão pode resultar na vaporização de parte da água no reator ocasionando o superaquecimento de alguns dos elementos de combustível. Para evitar isso, um dos circuitos do PWR é equipado com um tanque de pressão chamado pressurizador (LAMARSH; BARATTA, 2001). Este componente se encontra na perna quente, como é observável na Figura 5, preenchido com água líquida e vapor de água em condições de saturação (FERNÁNDEZ, 2022).

Figura 8 - Gerador de Vapor.



Fonte: Fernandez, 2022.

Figura 9 - Pressurizador.



Fonte: Fernandez, 2022.

Para manter a pressão na faixa desejada são utilizados sistema de aspersores, que jogam água fria no pressurizador para condensar a água e diminuir a pressão, e sistemas de aquecedores elétricos, que evaporam a água quando for necessário para aumentar a pressão. Na Figura 9 apresenta-se um pressurizador com seus sistemas de controle indicados. Também, conta com um sistema de alívio de sobrepressões, que consiste em uma válvula que permite a saída do vapor excedente para reduzir a pressão. Esse vapor é armazenado em um tanque de alívio para ser condensado e reutilizado posteriormente (FERNÁNDEZ, 2022).

O funcionamento do pressurizador pode ser compreendido a partir da resposta do sistema a uma redução da carga elétrica da usina. Nessa condição, a diminuição da potência requerida pela turbina reduz temporariamente a taxa de remoção de calor no gerador de vapor. Como a potência térmica do reator não acompanha essa variação de forma instantânea, estabelece-se um desequilíbrio entre a energia produzida no núcleo e a energia transferida ao circuito secundário, provocando um aumento transitório da temperatura média do refrigerante primário. A expansão térmica do fluido eleva o nível de água no pressurizador, comprimindo o volume de vapor e aumentando a pressão interna do equipamento. Quando essa pressão excede o valor de operação, o sistema de aspersores é acionado, injetando água proveniente de uma das pernas frias do circuito primário na região superior do pressurizador. O contato da água com o vapor promove sua condensação, reduzindo a pressão e restabelecendo as condições normais de operação do sistema (LAMARSH; BARATTA, 2001).

No cenário oposto, onde a carga elétrica aumenta, a diminuição subsequente no volume do refrigerante faz com que o nível da água caia e a pressão diminua. Isso, por sua vez, faz com que parte da água se transforme em vapor, limitando novamente a variação de pressão (LAMARSH; BARATTA, 2001).

2.2.1.4 BOMBAS DE REFRIGERAÇÃO

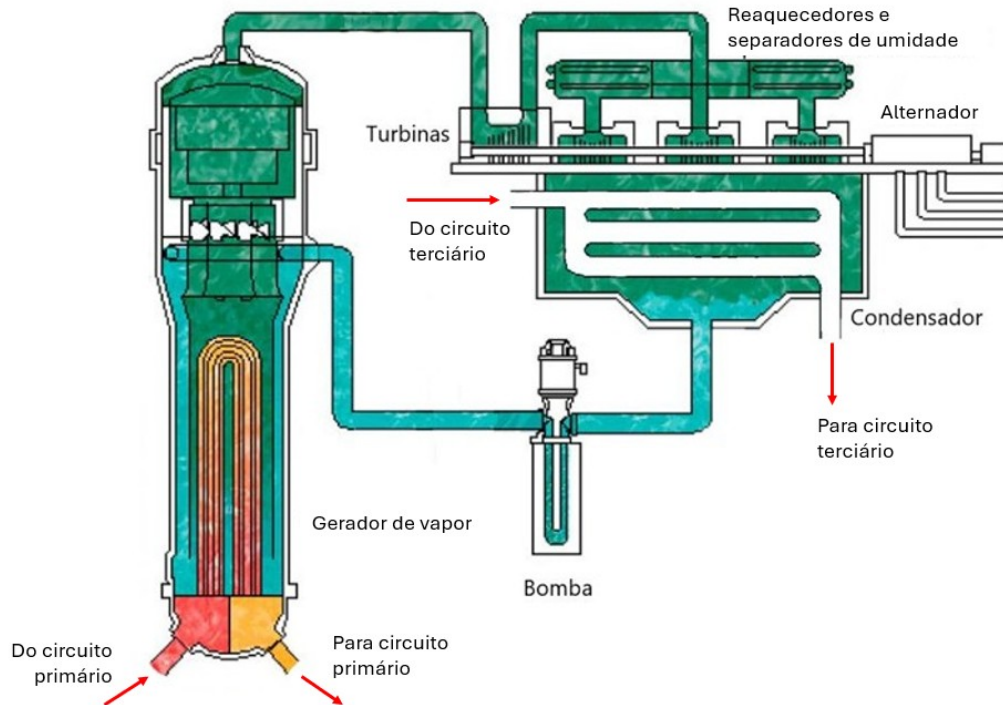
A bomba se encontra na perna fria e se encarrega de bombear a água que sai do gerador de vapor novamente para o núcleo do reator. Este fluxo forçado do refrigerante permite transferir o calor gerado no núcleo, e são alimentadas por fontes de eletricidade externas por questões de segurança. Em caso de sofrer um corte do subministro externo, as usinas contam com geradores diesel de reserva (FERNÁNDEZ, 2022).

2.2.2 CIRCUITO SECUNDÁRIO

Este circuito, ilustrado na Figura 10, está conectado ao circuito primário mediante o gerador de vapor, anteriormente descrito. A água evaporada nesse componente faz girar

uma turbina acoplada a um alternador, o qual gera energia elétrica.

Figura 10 - Circuito Secundário.



Fonte: Adaptado de Fernandez, 2022.

2.2.2.1 TURBINA

Antes da geração de energia elétrica, o vapor percorre diferentes etapas de expansão nas turbinas. Inicialmente, o vapor proveniente do gerador de vapor aciona a turbina de alta pressão, onde parte de sua energia é convertida em trabalho mecânico. Durante essa expansão, podem ocorrer condensação parcial e formação de umidade, o que pode provocar erosão e reduzir a eficiência das etapas subsequentes. Por esse motivo, entre a turbina de alta pressão e as turbinas de baixa pressão, o vapor passa por um separador de umidade e por um reaquecedor, que removem a umidade e elevam novamente sua temperatura. Em seguida, o vapor segue para as turbinas de baixa pressão, onde a energia térmica remanescente é convertida em trabalho mecânico. Em usinas PWR com potência elétrica da ordem de 1100 MW, essa seção do circuito é normalmente composta por uma turbina de alta pressão e três turbinas de baixa pressão (FERNÁNDEZ, 2022).

2.2.2.2 CONDENSADOR

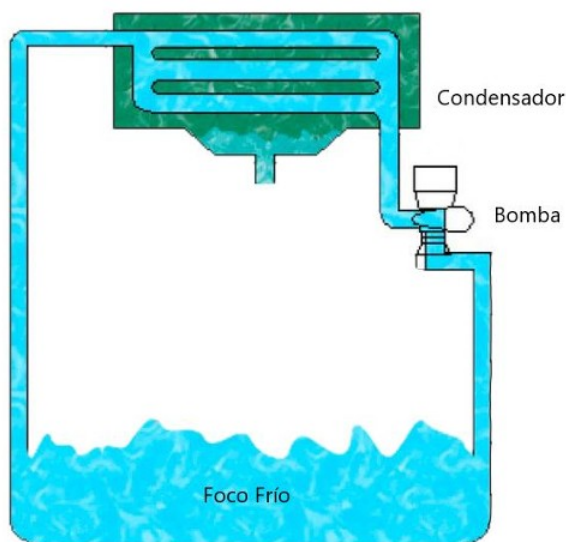
Depois de extrair a energia do vapor, este é condensado utilizando uma fonte de água fria proveniente do circuito terciário. A água resultante da condensação recircula

em direção ao gerador de vapor utilizando uma bomba, fechando o circuito secundário (FERNÁNDEZ, 2022).

2.2.3 CIRCUITO TERCIÁRIO

No circuito terciário é utilizada água procedente do mar ou de um rio para condensar a água do circuito secundário. Dependendo da origem da água de resfriamento e da forma como ela é utilizada, o circuito terciário pode operar em configuração aberta ou fechada. Um diagrama de um circuito terciário é mostrado na Figura 11 (FERNÁNDEZ, 2022).

Figura 11 - Circuito Terciário.



Fonte: Fernandez, 2022.

2.2.3.1 CONDENSADOR

No condensador, passa água fria por mais de 70 mil tubos, os quais estão em contacto direto com o vapor remanescente da turbina do circuito secundário. Isto faz que aumente a temperatura da água de refrigeração, então é preciso ter uma vazão grande e constante para evitar a evaporação da água no circuito terciário. Este incremento de temperatura não pode exceder os 3 °C (FERNÁNDEZ, 2022).

2.3 DECAIMENTO RADIOATIVO

Os produtos gerados pela fissão nuclear são, em sua maioria, núcleos radioativos formados em estados de elevada excitação e, portanto, energeticamente instáveis. Para alcançar uma configuração mais estável, esses núcleos liberam espontaneamente o excesso

de energia por meio do processo de decaimento radioativo. Inicialmente, a desexcitação pode ocorrer pela emissão de nêutrons e de fótons (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005). À medida que a energia de excitação diminui e se torna inferior à energia de ligação dos nêutrons no núcleo, a emissão de nêutrons é interrompida, permanecendo apenas a emissão de radiação gama imediata. Mesmo após essa etapa, muitos fragmentos de fissão ainda apresentam excesso de nêutrons em relação à condição de estabilidade e, por esse motivo, continuam sofrendo sucessivos decaimentos, dos chamados precursores de nêutrons atrasados, até atingirem um núcleo estável (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005).

A análise da evolução dos produtos de fissão, da conversão de materiais férteis em materiais físséis e de diversos outros fenômenos associados à física de reatores requer a descrição do comportamento dos núcleos radioativos ao longo do tempo. Esse comportamento é regido pela lei do decaimento radioativo, segundo a qual a taxa de decaimento de um radioisótopo é proporcional ao número de núcleos presentes (LEWIS, 2008). Cada radioisótopo possui uma constante de decaimento característica (λ), de modo que, sendo $N(t)$ o número de núcleos existentes no instante t , a taxa de decaimento pode ser expressa por:

$$\frac{d}{dt}N(t) = -\lambda N(t) \quad (1)$$

Uma forma mais intuitiva de caracterizar a velocidade do decaimento radioativo é por meio da meia-vida ($t_{1/2}$), definida como o intervalo de tempo necessário para que a quantidade de núcleos radioativos presentes em uma amostra seja reduzida à metade do seu valor inicial (LEWIS, 2008). Essa grandeza está diretamente relacionada à constante de decaimento radioativo e pode ser obtida a partir da lei do decaimento exponencial, resultando na seguinte expressão:

$$t_{1/2} = 0,693/\lambda \quad (2)$$

definindo assim λ em s^{-1} .

2.4 CINÉTICA DE REATORES NUCLEARES

Conforme discutido anteriormente, os nêutrons liberados durante a reação de fissão podem induzir novas fissões em outros núcleos físséis, possibilitando a manutenção de uma reação em cadeia autossustentável, sem a necessidade de uma fonte externa contínua de

nêutrons. O comportamento dessa reação é caracterizado pelo fator de multiplicação de nêutrons (k), definido como a razão entre o número de fissões ocorridas em uma determinada geração de nêutrons e o número de fissões da geração imediatamente anterior (LAMARSH; BARATTA, 2001).

Diz-se que o sistema é crítico se houver uma reação em cadeia independente do tempo na ausência de fontes. De esta forma, o sistema é crítico quando $k = 1$. Analogamente, pode-se entender que o sistema é supercrítico quando $k > 1$ e subcrítico quando $k < 1$ (LEWIS, 2008).

No entanto, a dinâmica de um reator nuclear é altamente sensível a pequenas variações do fator de multiplicação em torno da unidade ($k = 1$) (LEWIS, 2008). Por esse motivo, o comportamento temporal do reator é geralmente descrito em termos da reatividade (ρ), parâmetro que quantifica o desvio da condição crítica e permite avaliar a evolução da população de nêutrons no núcleo, definida pela Equação 3.

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (3)$$

Tabela 1 - Critério de criticalidade de um reator nuclear.

Critério	Subcrítico	Crítico	Supercrítico
k	<1	$= 1$	>1
ρ	<0	$= 0$	>0

Fonte: Feito pelo autor.

Para compreender em profundidade o comportamento dependente do tempo de um reator, deve-se considerar a produção de nêutrons provenientes do decaimento dos precursores de nêutrons atrasados (DAM; HAGEN; HOOGENBOOM, 2005). Durante o processo de fissão, mais de 99% dos nêutrons são emitidos praticamente de forma instantânea, sendo denominados nêutrons prontos. A fração restante, representada por β , é produzida com atraso a partir do decaimento radioativo de determinados produtos de fissão instáveis, denominados precursores de nêutrons atrasados. Esses núcleos, após sofrerem o decaimento, podem emitir um nêutron, originando os chamados nêutrons atrasados. Devido às diferenças em suas constantes de decaimento, os precursores são convencionalmente agrupados em seis grupos, cujas meias-vidas variam de frações de segundo até aproximadamente um minuto. Na Tabela 2 são apresentadas as meias-vidas desses seis grupos e as respectivas frações de nêutrons atrasados para os três isótopos físeis mais comuns. Embora representem apenas uma pequena fração do total de nêutrons produzi-

dos, os nêutrons atrasados dominam a escala de tempo da dinâmica do reator, exercendo influência fundamental sobre o controle e a estabilidade da reação em cadeia (LEWIS, 2008).

Tabela 2 - Fração de nêutrons atrasados para diferentes combustíveis.

Meia-vida aproximada (seg)	Fração de Nêutrons Atrasados		
	U ₂₃₃	U ₂₃₅	Pu ₂₃₉
56	0,00023	0,00021	0,00007
23	0,00078	0,00142	0,00063
6,2	0,00064	0,00128	0,00044
2,3	0,00074	0,00257	0,00069
0,61	0,00014	0,00075	0,00018
0,23	0,00008	0,00027	0,00009
Fração total atrasada (β)	0,00261	0,00650	0,00210
Nêutrons totais / fissão	2,50	2,43	2,90

Fonte: Adaptado de Lewis, 2008.

A Equação 4 representa o balanço da densidade total de nêutrons no núcleo do reator, descrevendo a evolução temporal da população neutrônica em função da produção de nêutrons prontos, da contribuição dos nêutrons atrasados provenientes do decaimento de seus precursores e da influência da reatividade sobre a dinâmica do sistema.

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (4)$$

onde:

- $n(t)$ é a densidade de nêutrons variável no tempo [nêutron/cm³];
- ρ é a reatividade do reator, sendo ele um fator adimensional;
- β é a fração de nêutrons atrasados, sendo um fator adimensional;
- Λ é o tempo médio de geração dos nêutrons instantâneos [s];
- λ_i são as constantes de decaimento [s⁻¹], para o grupo i de precursores, e;
- C_i é a concentração de precursores de nêutrons atrasados [nêutron/cm³], para o grupo i de precursores.

Como a concentração dos precursores de nêutrons atrasados varia ao longo do tempo em função de sua produção durante a fissão e de seu decaimento radioativo, essa grandeza também deve ser descrita por equações diferenciais. Considerando que os precursores são agrupados em seis grupos, torna-se necessário definir uma equação para a concentração de cada grupo (LEWIS, 2008). Dessa forma, além da Equação 4, o modelo de cinética pontual é complementado por seis equações diferenciais, todas descritas pela forma apresentada na equação 5.

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t); \quad i = 1, \dots, 6 \quad (5)$$

onde β_i são as frações de nêutrons atrasados para o grupo i de precursores, sendo eles fatores adimensionais.

2.5 EFEITOS DA TEMPERATURA SOBRE A REATIVIDADE

A medida que as temperaturas aumentam, as densidades dos materiais do núcleo mudam em taxas diferentes junto a outros fenômenos relacionados à temperatura. Isso afeta ao fator de multiplicação (k), causando consequentemente efeitos na reatividade relacionados à temperatura (LEWIS, 2008). A Equação 6 define a influência da temperatura sobre a reatividade do reator e é denominado de coeficiente de temperatura da reatividade (α_T , em $^{\circ}\text{C}^{-1}$).

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} \quad (6)$$

O sinal do coeficiente de temperatura da reatividade determina a resposta dinâmica do reator frente a variações de temperatura. Quando α_T é negativo, um aumento da temperatura do combustível ou do refrigerante provoca uma redução da reatividade, resultando na diminuição da potência do reator e, de forma análoga, uma redução da temperatura aumenta a reatividade e tende a elevar a potência (LAMARSH; BARATTA, 2001). Esse mecanismo caracteriza uma realimentação negativa, que contribui para o retorno do sistema à condição de equilíbrio após uma perturbação. Em contrapartida, um α_T positivo produziria uma realimentação positiva, na qual aumentos de temperatura elevariam a reatividade e, consequentemente, a potência do reator, tornando sua operação intrinsecamente instável (LAMARSH; BARATTA, 2001).

De forma análoga, o coeficiente de temperatura do moderador (α_m) descreve a influência da temperatura do moderador sobre a reatividade do núcleo. Em reatores do tipo

PWR, um aumento da temperatura da água moderadora reduz sua densidade, diminuindo a eficiência da moderação dos nêutrons e, conseqüentemente, a reatividade do reator. Assim, um α_m do moderador negativo atua como um mecanismo de realimentação negativa, contribuindo para a estabilidade operacional e para o retorno do sistema ao ponto de equilíbrio após perturbações. Além disso, esse mecanismo favorece o acompanhamento automático de carga, permitindo que a potência do reator se ajuste de forma natural às variações na demanda de energia, sem a necessidade de intervenções imediatas nos sistemas de controle (LAMARSH; BARATTA, 2001).

Como complemento aos coeficientes de temperatura do combustível e do moderador, também é definido o coeficiente de vazio (α_v), representado na Equação 7, o qual quantifica a influência da formação de vazios no refrigerante sobre a reatividade do núcleo. Em reatores do tipo PWR, a formação de bolhas de vapor reduz a densidade da água, diminuindo simultaneamente sua capacidade de moderar os nêutrons (LAMARSH; BARATTA, 2001). Como a água atua predominantemente como moderador, essa redução da moderação provoca uma diminuição da reatividade. Dessa forma, o coeficiente de vazio apresenta, em condições normais de operação, valor negativo, caracterizando mais um mecanismo de realimentação negativa que contribui para a estabilidade intrínseca do reator (LAMARSH; BARATTA, 2001).

$$\alpha_v = \frac{d\rho}{dp} \quad (7)$$

Um α_v negativo implica que um aumento na fração de vapor do refrigerante reduz a reatividade e, conseqüentemente, a potência do reator, limitando naturalmente a formação adicional de vazios. Em contrapartida, um coeficiente positivo produziria o efeito oposto, favorecendo o aumento simultâneo da reatividade e da potência, o que comprometeria a estabilidade do sistema. Assim, juntamente com os coeficientes de temperatura do combustível e do moderador, o coeficiente de vazio constitui um importante mecanismo passivo de segurança dos reatores de água pressurizada (LAMARSH; BARATTA, 2001).

2.6 REVISÃO DE MODELOS DINÂMICOS DE REATORES PWR

O desenvolvimento de uma simulação computacional capaz de representar a dinâmica de um reator de água pressurizada (PWR) requer uma análise das principais abordagens de modelagem matemática propostas na literatura. A simulação do comportamento dinâmico da planta, especialmente durante condições transientes, demanda o acoplamento entre os fenômenos termohidráulicos e neutrônicos que governam o funcionamento do reator. Nesse contexto, esta seção apresenta uma revisão dos principais trabalhos que

fundamentam a modelagem adotada nesta pesquisa, destacando suas contribuições, metodologias empregadas, resultados e as principais diferenças entre as abordagens propostas.

Os fundamentos da modelagem por parâmetros concentrados (*lumped parameters*) aplicada a reatores do tipo PWR foram estabelecidos ao longo da década de 1970. Entre os trabalhos que contribuíram para esse desenvolvimento, destaca-se o de Thakkar (1975), que apresentou uma formulação matemática para o pressurizador, modelando-o como um sistema fechado operando em condições termodinâmicas de saturação e representando o comportamento da região de vapor por meio da aproximação de gás ideal.

Com base na modelagem termodinâmica proposta por Thakkar (1975), Freels (1979) desenvolveu um modelo mais abrangente para a representação dinâmica do circuito primário de um reator PWR. Entre suas principais contribuições, destacam-se as equações que relacionam as variações da densidade do refrigerante na perna quente (*hot leg*) com a vazão de entrada no pressurizador, possibilitando analisar a influência das variações de potência térmica sobre a pressão do sistema primário. Entretanto, sua aplicação é restrita à análise de pequenos transientes, uma vez que as equações são linearizadas em torno de um ponto de operação e assumem condições de saturação termodinâmica.

Paralelamente, Ali (1976) enfocou seus estudos na modelagem dinâmica de geradores de vapor com tubos em U (*U-tube Steam Generators – UTSG*). O autor desenvolveu modelos de parâmetros concentrados com diferentes níveis de complexidade, variando de três a cinco variáveis de estado, obtidos por meio da linearização das equações diferenciais do sistema. Os resultados demonstraram que esses modelos são capazes de reproduzir satisfatoriamente a dinâmica do circuito secundário, mantendo um baixo custo computacional. Além disso, Ali (1976) concluiu que a linearização baseada na teoria de perturbações de primeira ordem constitui uma abordagem adequada para o desenvolvimento e a análise de sistemas de controle, desde que as perturbações permaneçam na vizinhança do ponto nominal de operação.

Os modelos apresentados anteriormente constituíram a base para diversos trabalhos posteriores de modelagem dinâmica de reatores PWR. Nesse contexto, destaca-se o trabalho de Galvão (2017), que desenvolveu um modelo dinâmico integrado dos circuitos primário e secundário de um reator PWR, com ênfase na análise da estabilidade operacional durante condições transientes. Diferentemente dos modelos clássicos, predominantemente voltados à formulação analítica das equações do sistema, o autor incorporou explicitamente as principais malhas de controle da planta, incluindo o sistema de barras de controle, os aspersores e aquecedores do pressurizador, bem como o controle de nível do gerador de vapor. O modelo foi parametrizado com dados das usinas nucleares de Angra 2 e H. B. Robinson, permitindo avaliar a resposta dinâmica da planta frente

a diferentes perturbações. Os resultados evidenciaram que a combinação dos mecanismos naturais de realimentação, associados aos coeficientes de reatividade dependentes da temperatura, com a atuação dos sistemas de controle, possibilita o restabelecimento das condições nominais de operação após transientes de potência.

Oliveira (2018) desenvolveu um modelo linear simplificado para a análise de transientes e acidentes de base de projeto em reatores do tipo PWR. Utilizando como estudo de caso a usina de Sequoyah, o autor avaliou a resposta dinâmica de variáveis de processo, como temperatura, pressão e potência nuclear, por meio da linearização das equações de balanço e da técnica de parâmetros concentrados aplicada ao vaso do reator, às bombas do circuito primário, ao pressurizador e ao gerador de vapor. Os resultados demonstraram que modelos linearizados constituem uma alternativa adequada para o desenvolvimento de simuladores em tempo real com finalidade didática e de treinamento. Entretanto, o estudo também evidenciou que, sob condições de acidentes severos, as não linearidades inerentes ao sistema físico reduzem a precisão do modelo, ocasionando desvios mais significativos em relação ao comportamento observado na planta real.

Embora todos os trabalhos revisados adotem a abordagem de parâmetros concentrados, existem diferenças significativas quanto às estratégias de modelagem empregadas. Ali (1976) e Oliveira (2018) utilizam modelos linearizados em torno de um ponto de operação, abordagem que simplifica a análise da estabilidade e o projeto de sistemas de controle, mas limita a representação de transientes de grande magnitude. Em contrapartida, Galvão (2017) propõe um modelo dinâmico mais abrangente, incorporando explicitamente as principais malhas de controle do circuito primário e secundário, o que possibilita uma representação mais detalhada da resposta da planta durante condições transientes. Além das diferenças metodológicas, os trabalhos também se distinguem pela parametrização adotada: enquanto Oliveira (2018) utiliza dados da usina de Sequoyah, Galvão (2017) baseia seu modelo em parâmetros das usinas de Angra 2, tornando-o mais representativo da realidade operacional brasileira.

Com base na revisão da literatura, a modelagem desenvolvida neste trabalho combina as principais contribuições dos modelos clássicos e contemporâneos aplicados a reatores do tipo PWR. Para a representação do pressurizador, são adotadas as equações de conservação de massa e energia propostas por Thakkar (1975) e posteriormente incorporadas ao modelo de Freels (1979), incluindo a descrição da dinâmica da pressão em função da compressão da região de vapor e da atuação do sistema de aspersão. Para o gerador de vapor, emprega-se o equacionamento desenvolvido por Ali (1976), baseado em parâmetros concentrados, o qual permite representar a transferência de calor entre os circuitos primário e secundário com reduzido custo computacional.

A modelagem do núcleo do reator é baseada nas contribuições de Galvão (2017) e Oliveira (2018), adotando-se a cinética pontual de nêutrons acoplada ao balanço térmico entre o combustível e o refrigerante, com a divisão do refrigerante no núcleo em nós térmicos. Além disso, os parâmetros operacionais da planta e as estratégias de controle analisadas por Galvão (2017) são utilizados como referência para a parametrização e validação do modelo desenvolvido. Dessa forma, busca-se reunir em um único modelo computacional as formulações clássicas da literatura e as estratégias de modelagem empregadas em estudos mais recentes, incorporando ainda a revisão e a correção de inconsistências identificadas durante o desenvolvimento do modelo, resultando em uma ferramenta adequada para a análise dinâmica de transientes em reatores PWR.

O controle da potência nuclear é realizado por meio da inserção ou retirada de reatividade pelas barras de controle. Em sistemas PWR, essa atuação é baseada na temperatura média do refrigerante do circuito primário, definida pela média entre as temperaturas da perna quente e da perna fria. Embora o modelo completo proposto por Freels (1979) inclua a dinâmica dos sensores de temperatura, compensadores dinâmicos e a programação de temperatura em regime permanente, neste trabalho adota-se a simplificação proposta por Galvão (2017), que consiste em que a variação da temperatura média é utilizada diretamente como sinal de erro para determinar a taxa de inserção de reatividade das barras de controle, dispensando a modelagem explícita do sistema de controle. Além disso, a velocidade de movimentação das barras é limitada por uma função definida por faixas, que reproduz as velocidades de operação do mecanismo de acionamento empregadas em reatores PWR. Dessa forma, preserva-se o comportamento essencial do sistema de controle, reduzindo simultaneamente a complexidade matemática do modelo e o custo computacional da simulação.

Faz-se necessário destacar uma diferença em relação ao modelo do pressurizador originalmente proposto por Galvão (2017). Durante a etapa de implementação, verificou-se que a equação utilizada pelo autor para descrever a dinâmica da pressão do pressurizador diverge da formulação apresentada por outras referências da literatura, sendo a única expressão do modelo que não apresenta concordância com os trabalhos de Freels (1979) e Oliveira (2018). Diante dessa divergência, foi realizada uma análise dimensional da equação, com o objetivo de verificar sua consistência física. Os resultados dessa análise evidenciaram incompatibilidades dimensionais, indicando inconsistências na formulação proposta. Dessa forma, neste trabalho optou-se por adotar o modelo apresentado por Oliveira (2018), cuja equação é consistente com a desenvolvida por Freels (1979).

3 METODOLOGIA

Neste capítulo é apresentada a metodologia empregada para o desenvolvimento do modelo dinâmico do circuito primário de um reator nuclear do tipo PWR. Inicialmente, são descritas as equações diferenciais que representam os principais componentes do sistema, incluindo o núcleo do reator, o pressurizador e o gerador de vapor. O modelo adotado é baseado nos trabalhos de Galvão (2017), Oliveira (2018), Freels (1979) e Ali (1976), enquanto os parâmetros utilizados para sua validação correspondem aos apresentados por Galvão (2017) para uma usina nuclear com características semelhantes às da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, unidade Angra II.

3.1 CONSIDERAÇÕES INICIAIS

O modelo matemático do circuito primário é desenvolvido a partir da aplicação das equações de conservação de massa, energia e balanço neutrônico em volumes de controle definidos para cada um dos principais componentes do sistema. Dessa forma, cada subsistema é representado por um conjunto de equações diferenciais que descrevem sua dinâmica e suas interações com os demais componentes da planta.

Os modelos desenvolvidos possuem natureza dinâmica, permitindo descrever a evolução temporal das principais variáveis de estado e as interações entre os diferentes componentes do circuito primário. Em razão do acoplamento existente entre esses componentes, uma variação em qualquer subsistema pode propagar-se ao restante da planta por meio dos mecanismos de realimentação, modificando sua resposta dinâmica. Essa característica torna possível a análise do comportamento do sistema durante condições transientes, isto é, situações em que ocorre um desvio das condições normais de operação da usina.

As equações de balanço que descrevem o comportamento do circuito primário apresentam, em sua forma original, relações não lineares entre as variáveis de estado. Para facilitar a análise do comportamento dinâmico do sistema, essas equações são linearizadas em torno da condição de equilíbrio correspondente ao regime permanente, permitindo avaliar a resposta do sistema a pequenas variações em suas condições de operação. No processo de linearização, as variáveis de estado são decompostas na soma de seus valores em regime permanente e de pequenas perturbações em torno do ponto de operação. Essa representação permite obter um modelo linear válido para a análise da dinâmica do sis-

tema na vizinhança da condição de equilíbrio. Em seguida, as equações são expandidas em série de Taylor em torno do ponto de operação. Admitindo-se que as perturbações das variáveis de estado sejam suficientemente pequenas, os termos de segunda ordem e superiores podem ser desprezados, resultando em uma aproximação linear do modelo na vizinhança da condição de equilíbrio (GALVÃO, 2017). Assim, a representação linearizada das equações pode ser obtida da seguinte forma:

$$S = LW$$

$$S_0 + \delta S = (L_0 + \delta L)(W_0 + \delta W)$$

$$S_0 + \delta S = L_0 W_0 + \delta L W_0 + L_0 \delta W + \delta L \delta W$$

em que S , L e W representam, de forma genérica, funções ou variáveis do modelo, o subscrito 0 indica o valor em regime permanente e o símbolo δ representa a perturbação em torno do ponto de operação. Como $S_0 = L_0 W_0$ e o termo $\delta L \delta W$ é de segunda ordem, este pode ser desprezado sob a hipótese de pequenas perturbações, resultando em

$$\delta S = \delta L W_0 + L_0 \delta W \quad (8)$$

Essa expressão constitui a forma linearizada da relação original e será utilizada no desenvolvimento das equações dos diferentes componentes do circuito primário, permitindo representar as variações das variáveis de estado em torno da condição de equilíbrio por meio de relações lineares.

3.2 HIPÓTESES E LIMITAÇÕES DA MODELAGEM

A representação completa do comportamento dinâmico de uma usina nuclear do tipo PWR envolve um elevado número de fenômenos físicos e acoplamentos entre os diferentes sistemas, resultando em um modelo de alta complexidade e elevado custo computacional. Dessa forma, são adotadas hipóteses simplificativas de modelagem que permitem reduzir a complexidade matemática do modelo sem comprometer a representação dos principais fenômenos de interesse. As principais hipóteses de modelagem adotadas neste trabalho são apresentadas a seguir, organizadas de acordo com os diferentes componentes do sistema.

Núcleo do Reator:

- Adota-se o modelo de cinética pontual para descrever a população de nêutrons, desprezando as variações espaciais do fluxo neutrônico ao longo do núcleo;
- O combustível nuclear é considerado homogêneo, com geração uniforme de calor;
- Os precursores de nêutrons atrasados são agrupados em seis famílias de acordo com suas constantes de decaimento; e
- O refrigerante do núcleo é dividido em dois nós térmicos, de modo a aproximar o perfil axial de temperatura.

Sistema do Pressurizador:

- O pressurizador é modelado como um sistema fechado operando em condições de saturação termodinâmica;
- Assume-se que o fluido no interior do pressurizador permanece em condições de saturação durante toda a operação;
- O vapor na região superior do pressurizador é aproximado por um gás ideal;
- É assumida a vazão mássica na linha de entrada do pressurizador como proporcional à variação da densidade do refrigerante em relação à temperatura, avaliada na pressão nominal de operação
- A vazão mássica de entrada é considerada linearmente proporcional à derivada da densidade do refrigerante na perna quente em relação à temperatura;
- Despreza-se a transferência de massa por condensação natural na interface líquido-vapor, considerando-se apenas a condensação promovida pelo sistema de aspersão; e
- Despreza-se as perdas de calor através das paredes do pressurizador.

Sistema do Gerador de Vapor:

- As variações do nível de água no gerador de vapor são desprezadas;
- O circuito secundário é representado como um sumidouro de calor.

Refrigerante do Circuito Primário:

- O refrigerante é considerado incompressível e perfeitamente misturado em cada volume de controle;
- A vazão mássica do circuito primário é considerada constante;
- O circuito primário é considerado adiabático, desprezando-se as perdas de calor para o ambiente; e
- As propriedades termodinâmicas da água, como o calor específico (C_p), o coeficiente de transferência de calor (h_{conv}) e a densidade (ρ), são linearizadas em torno do ponto de operação nominal.

3.3 MODELAGEM DINÂMICO DO REATOR PWR

3.3.1 VASO DE PRESSÃO DO REATOR

O modelo teórico que representa o núcleo de um reator do tipo PWR é composto por um conjunto de equações diferenciais ordinárias de primeira ordem que descrevem a cinética dos nêutrons, a transferência de calor no núcleo e o escoamento do refrigerante nas tubulações que interligam o núcleo, os geradores de vapor e o pressurizador (FREEELS, 1979). A Equação 9 estabelece que a potência térmica instantânea do reator é proporcional à densidade de nêutrons, sendo obtida pelo produto entre a densidade relativa de nêutrons e a potência térmica nominal do reator (P_0) (LEWIS, 2008).

$$P(t) = P_0 n(t) \quad (9)$$

Como a potência térmica do reator é diretamente proporcional à densidade de nêutrons, a Equação 4, que descreve a cinética neutrônica, pode ser reescrita em termos da potência do reator. Dessa forma, a Equação 10 passa a descrever a evolução temporal da potência térmica em função da reatividade do núcleo e da contribuição dos nêutrons atrasados.

$$\frac{d\delta P/P_0}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} \frac{\delta P}{P_0} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i \delta C_i \quad (10)$$

A Equação 11 descreve a evolução temporal da concentração de cada grupo de precursores de nêutrons atrasados em função da variação da potência do reator. O significado dos parâmetros e das variáveis empregados nessas equações é apresentado na Tabela 3.

$$\frac{d\delta C_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} \frac{\delta P}{P_0} - \lambda_i \delta C_i \quad (11)$$

Tabela 3 - Parâmetros utilizados nas equações 10 e 11.

Simbolo	Descrição	Unidade
δP	Varição da potência térmica to reator	MW/s
P_0	potência térmica nominal do reator	MW
ρ	Reatividade do reator	Adm
β_i	Frações de nêutrons atrasados para o grupo i de precursores	Adm
β	Fração total de nêutrons atrasados	Adm
λ_i	Constantes de decaimento para o grupo i de precursores	s ⁻¹
Λ	Tempo médio de geração dos nêutrons instantâneos	s
δC_i	Varição da concentração de precursores de nêutrons atrasados para o grupo i de precursores	nêutron/cm ³

Fonte: Feito pelo autor.

A temperatura do combustível resulta do balanço entre a energia térmica gerada pelas reações de fissão e a energia transferida ao refrigerante por convecção. Admitindo-se um coeficiente médio de transferência de calor, a evolução temporal da temperatura do combustível é descrita pela Equação 12 (NAGHEDOLFEIZI, 1990). O significado das variáveis e dos parâmetros envolvidos nessa expressão é apresentado na Tabela 4.

$$\frac{d\delta T_f}{dt} = \frac{P_0}{m_f C p_f} \frac{\delta P}{P_0} + \frac{h_{conv}}{m_f C p_f} (\delta T_{m1} - \delta T_f) \quad (12)$$

A evolução da temperatura do refrigerante é descrita pelas equações 13 a 18. Com o objetivo de representar de forma mais adequada a distribuição de temperatura no núcleo, o refrigerante é dividido em dois nós térmicos, permitindo capturar a variação da temperatura ao longo de seu escoamento e, conseqüentemente, representar com maior fidelidade a transferência de calor entre o combustível e o fluido refrigerante (NAGHEDOLFEIZI, 1990). As equações 13 e 14 descrevem a dinâmica térmica desses dois nós, enquanto as demais expressões representam a evolução da temperatura nos diferentes volumes de controle do circuito primário. O significado das variáveis e dos parâmetros envolvidos nessas

Tabela 4 - Parâmetros utilizados na Equação 12.

Simbolo	Descrição	Unidade
δT_f	Variação da temperatura do combustível	°C
m_f	Massa do combustível	kg
Cp_f	Calor específico do combustível	kJ/°C kg
h_{conv}	Coeficiente de transferência de calor total do combustível para o refrigerante	kW/°C
δT_{m1}	Variação da temperatura no nó 1 do refrigerante	°C

Fonte: Feito pelo autor.

equações é apresentado na Tabela 5.

$$\frac{d\delta T_{m1}}{dt} = \frac{h_{conv}}{m_c Cp_c} (\delta T_f - \delta T_{m1}) + W_c (\delta T_{lp} - \delta T_{m1}) \quad (13)$$

$$\frac{d\delta T_{m2}}{dt} = \frac{h_{conv}}{m_c Cp_c} (\delta T_f - \delta T_{m1}) + W_c (\delta T_{m1} - \delta T_{m2}) \quad (14)$$

Tabela 5 - Parâmetros utilizados nas equações 13 e 12.

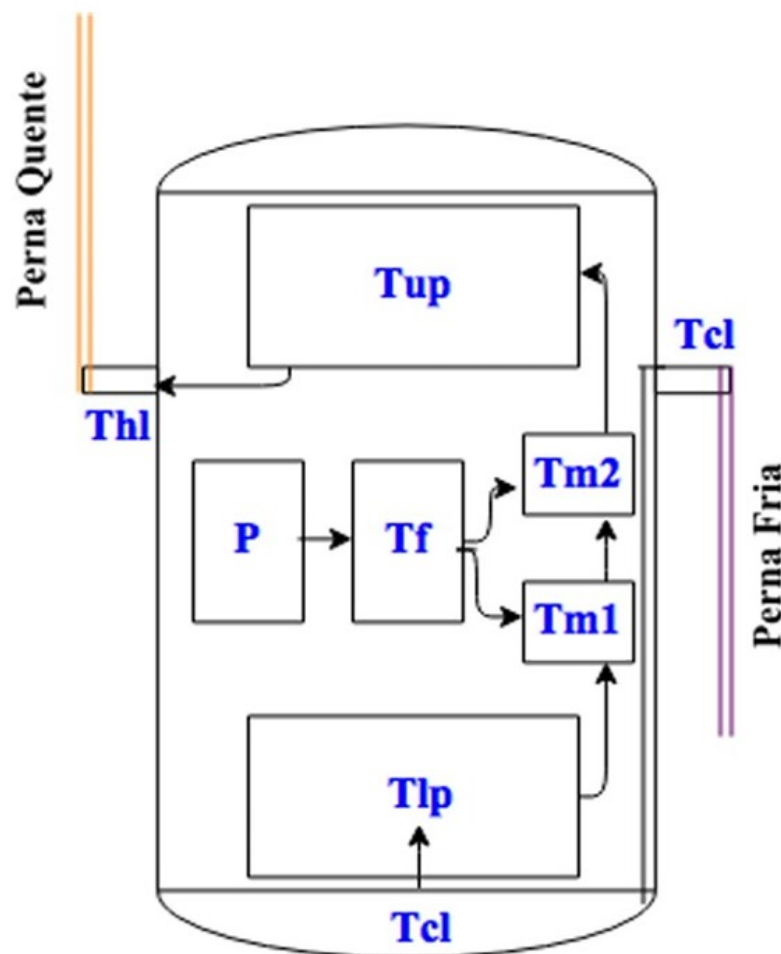
Simbolo	Descrição	Unidade
δT_{m1}	Variação da temperatura do refrigerante no nó 1	°C
δT_{m2}	Variação da temperatura do refrigerante no nó 2	°C
m_c	Massa do refrigerante	kg
Cp_c	Calor específico do refrigerante	kJ/°C kg
W_c	Fluxo mássico do refrigerante no circuito primário	kg/s
δT_{lp}	Variação da temperatura no <i>plenum</i> inferior	°C

Fonte: Feito pelo autor.

Conforme ilustrado na Figura 12, o fluido refrigerante entra no vaso do reator pela perna fria, por meio de bocais localizados acima do núcleo. Em seguida, o escoamento

mento percorre a região anular compreendida entre a parede interna do vaso e o núcleo, alcançando o *plenum* inferior (*Lower Plenum*). Posteriormente, o refrigerante atravessa o núcleo em sentido ascendente, absorvendo a energia térmica gerada pelas reações de fissão, até atingir o *plenum* superior (*Upper Plenum*), onde ocorre a mistura dos fluxos provenientes dos diferentes canais de escoamento. Por fim, o fluido deixa o vaso do reator pelo bocal de saída, seguindo em direção à perna quente do circuito primário.

Figura 12 - Diagrama do balanço de massa e energia no vaso de pressão do reator.



Fonte: Galvão, 2017.

Embora a vazão mássica do refrigerante seja assumida constante no modelo, essa hipótese simplifica o comportamento do sistema, uma vez que, em condições reais de operação, a vazão pode sofrer pequenas variações em decorrência das características hidráulicas do circuito e das condições de funcionamento das bombas. Dessa forma, a dinâmica térmica de cada volume de controle é representada pela razão entre a vazão mássica do circuito e a massa de refrigerante contida em cada região. Os volumes de controle considerados são apresentados na Figura 12, a qual ilustra a divisão adotada para a modelagem do núcleo do reator. Essa razão determina a taxa de renovação do

fluido e, conseqüentemente, a transferência de energia entre os diferentes componentes do circuito primário. Com base nessa abordagem, são definidas as equações que descrevem a evolução temporal da temperatura na perna quente (Eq. 15), na perna fria (Eq. 16), no *plenum* superior (Eq. 17) e no *plenum* inferior (Eq. 18), respectivamente. O significado das variáveis e dos parâmetros envolvidos nessas equações é apresentado na Tabela 6.

$$\frac{d\delta T_{hl}}{dt} = \frac{\delta T_{up} - \delta T_{hl}}{V_{hl}\rho_w} W_c \quad (15)$$

$$\frac{d\delta T_{cl}}{dt} = \frac{\delta T_{op} - \delta T_{cl}}{V_{cl}\rho_w} W_c \quad (16)$$

$$\frac{d\delta T_{up}}{dt} = \frac{\delta T_{m2} - \delta T_{up}}{V_{up}\rho_w} W_c \quad (17)$$

$$\frac{d\delta T_{lp}}{dt} = \frac{\delta T_{cl} - \delta T_{lp}}{V_{lp}\rho_w} W_c \quad (18)$$

Tabela 6 - Parâmetros utilizados nas equações 15, 16, 17 e 18.

Símbolo	Descrição	Unidade
δT_{hl}	Variação da temperatura perna quente	°C
δT_{cl}	Variação da temperatura perna fria	°C
δT_{up}	Variação da temperatura no <i>plenum</i> superior	°C
δT_{lp}	Variação da temperatura no <i>plenum</i> inferior	°C
δT_{op}	Variação da temperatura na saída do gerador de vapor	°C
ρ_w	Densidade do líquido de refrigeração	kg/m ³
V_{hl}	Volume da perna quente	m ³
V_{cl}	Volume da perna fria	m ³
V_{up}	Volume do <i>plenum</i> superior	m ³
V_{lp}	Volume do <i>plenum</i> inferior	m ³

Fonte: Feito pelo autor.

Conforme discutido no Capítulo 2.5, variações nas temperaturas do combustível e do moderador afetam diretamente a reatividade do núcleo por meio dos respectivos coefici-

entes de temperatura. Esse mecanismo de realimentação é representado pela Equação 19, que relaciona a variação da reatividade às perturbações de temperatura desses componentes. O significado das variáveis e dos parâmetros presentes nessa equação é apresentado na Tabela 7.

$$\rho = \delta\rho_b + \alpha_f\delta T_f + \frac{\alpha_m\delta T_{m1}}{2} + \frac{\alpha_m\delta T_{m2}}{2} + \alpha_p\delta p_{rz} + \delta\rho_{ext} \quad (19)$$

Tabela 7 - Parâmetros utilizados na Equação 19.

Simbolo	Descrição	Unidade
ρ	Reatividade do reator	Adm
$\delta\rho_b$	Reatividade inserida pelas barras de controle	Adm
$\delta\rho_{ext}$	Perturbação na reatividade devido à demanda da rede elétrica externa	Adm
δT_f	Variação da temperatura do combustível	°C
δT_{m1}	Variação da temperatura do refrigerante no nó 1	°C
δT_{m2}	Variação da temperatura do refrigerante no nó 2	°C
δp_{rz}	Variação da pressão no pressurizador	°C
α_f	Coeficiente de reatividade do combustível	°C ⁻¹
α_m	Coeficiente de reatividade do refrigerante	°C ⁻¹
α_v	Coeficiente de vazio	kPa ⁻¹

Fonte: Feito pelo autor.

A formulação matemática adotada para representar a atuação das barras de controle é apresentada nas equações 20 e 21. A Equação 20 define a variação da temperatura média (ϵ) do circuito primário a partir das variações de temperatura na perna quente e na perna fria. Por sua vez, a Equação 21 descreve a taxa de inserção de reatividade pelas barras de controle, cuja velocidade de movimentação é determinada por faixas definidas em função da magnitude da variação da temperatura média.

$$\epsilon = \frac{\delta T_{hl} + \delta T_{cl}}{2} \quad (20)$$

$$\frac{d\delta\rho_b}{dt}(\epsilon) = \begin{cases} \frac{72R_s\epsilon}{60} & \text{se } \epsilon > 5, \text{ e } -\frac{72R_s\epsilon}{60} \text{ se } \epsilon < -5 \\ \frac{32R_s\epsilon}{60} & \text{se } 3 \leq \epsilon \leq 5, \text{ e } -\frac{32R_s\epsilon}{60} \text{ se } -3 \leq \epsilon \leq -5 \\ \frac{8R_s\epsilon}{60} & \text{se } 1 \leq \epsilon \leq 3, \text{ e } -\frac{8R_s\epsilon}{60} \text{ se } -1 \leq \epsilon \leq -3 \end{cases} \quad (21)$$

onde R_s representa a reatividade inserida pelas barras de controle a cada passo de atuação.

3.3.2 PRESSURIZADOR

A pressão no interior do pressurizador é descrita pela Equação 22, cuja formulação é obtida a partir dos balanços de massa das fases líquida e vapor e do balanço de energia do sistema. Em sua dedução, assume-se que o pressurizador opera continuamente sob condições de saturação termodinâmica, enquanto o comportamento da fase vapor é representado pela lei dos gases ideais, utilizada como equação de estado. Para uma descrição detalhada da dedução dessa equação, recomenda-se a consulta ao trabalho de Oliveira (2018). O significado das variáveis e dos parâmetros envolvidos nessa expressão estão apresentados na Tabela 8.

$$\begin{aligned} & \left[m_{w_0} \frac{\partial u_w}{\partial p_p} + m_{w_0} p_{p_0} \frac{\partial v_w}{\partial p_p} + \frac{h_{fg} + p_{p_0} v_{w_0}}{A} \right. \\ & \quad \left. + \frac{B}{A(A-B)} (h_{fg} + p_{p_0} v_{w_0}) \right] \frac{d\delta p_p}{dt} \\ &= \delta q + \left[h_{wi_0} - h_{w_0} + p_{p_0} v_{w_0} + \frac{B}{A-B} (h_{fg} + p_{p_0} v_{w_0}) \right] \delta W_{wi} \\ & \quad + C p_{wi} W_{wi_0} \delta T_{wi} + \left[h_{sp_0} - h_{w_0} + p_{p_0} v_{w_0} + \frac{B}{A-B} (h_{fg} + p_{p_0} v_{w_0}) \right] \delta W_{sp} \\ & \quad + C p_{sp} W_{sp_0} \delta T_{sp} - (\delta W_{rv} + \delta W_{sv}) \left[(h_{fg} + p_{p_0} v_{w_0}) \frac{A}{A-B} \right] \\ & \quad + \left[W_{wi_0} \left(-C p_{sat} \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p_p} \right) + p_{p_0} \left(\frac{\partial v_w}{\partial p_p} \right) + v_{w_0} \right) \right. \\ & \quad + W_{sp_0} \left(-C p_{sat} \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p_p} \right) + p_{p_0} \left(\frac{\partial v_w}{\partial p_p} \right) + v_{w_0} \right) \\ & \quad \left. - W_{s_0} \left(p_{p_0} \left(\frac{\partial v_w}{\partial p_p} \right) + v_{w_0} \right) \right] \delta p_p \end{aligned} \quad (22)$$

As equações 23 e 24 definem os parâmetros A e B, os quais agrupam propriedades termodinâmicas do sistema com o objetivo de simplificar a formulação da equação da pressão do pressurizador. O parâmetro A representa a sensibilidade da pressão às variações

Tabela 8 - Parâmetros utilizados na Equação 22.

Simbolo	Descrição	Unidade
δp_{rz}	Variação da pressão no pressurizador	kPa
p_{p0}	Pressão nominal do pressurizador	kPa
δq	Variação da potencia dos aquecedores	kW
m_{w0}	Massa inicial de água no pressurizador	kg
v_{w0}	Volume específico inicial da água	m ³ /kg
h_{fg}	Entalpia de vaporização da água nas condições do pressurizador	kJ/kg
h_{wi0}	Entalpia inicial da água na entrada do pressurizador	kJ/kg
h_{w0}	Entalpia inicial do líquido saturado	kJ/kg
h_{sp0}	Entalpia inicial da água dos aspersores	kJ/kg
Cp_{wi}	Calor específico da água na entrada do pressurizador	kJ/°C kg
Cp_{sp}	Calor específico da água dos aspersores	kJ/°C kg
δW_{wi}	Variação do fluxo do refrigerante na entrada do pressurizador	kg/s
W_{wi0}	Fluxo inicial do refrigerante na entrada do pressurizador	kg/s
δW_{sp}	Variação do fluxo da água dos aspersores	kg/s
W_{sp0}	Fluxo inicial da água dos aspersores	kg/s
δW_{rv}	Variação do fluxo válvula de alívio	kg/s
W_{s0}	Fluxo inicial da válvula de alívio de vapor	kg/s
δW_{sv}	Variação do fluxo de vapor da válvula de segurança	kg/s
$\partial u_w / \partial p_p$	Taxa de variação da energia interna da água com relação à pressão do pressurizador	kJ/kg kPa
$\partial v_w / \partial p_p$	Taxa de variação do volume específico da água com relação à pressão do pressurizador	m ³ /kg kPa
$\partial T_{sat} / \partial p_{sat}$	Taxa de variação da temperatura de saturação com relação à pressão de saturação	°C/kPa

Fonte: Feito pelo autor.

de massa e energia na fase vapor, sendo inversamente proporcional ao volume ocupado pelo vapor. Dessa forma, quanto menor o volume do vapor, maior a variação de pressão provocada por uma mesma perturbação. Por sua vez, o parâmetro B relaciona as variações de volume da fase líquida ao efeito equivalente produzido sobre o volume disponível para o vapor, estabelecendo o acoplamento entre a expansão ou contração do líquido e a resposta da pressão no pressurizador (FREELS, 1979).

$$A = \frac{RT_{sat,p}}{V_{S_0} - RV_{S_0}\rho_v \frac{\partial T_{sat}}{\partial p_{sat}}} \quad (23)$$

$$B = \frac{p_{s_0}}{\rho_w(V_{S_0} - RV_{S_0}\rho_v \frac{\partial T_{sat}}{\partial p_{sat}})} \quad (24)$$

onde R é a constante real do vapor da água em grau Rankine [kJ/kg K]; $T_{sat,p}$ é a temperatura do vapor saturado no pressurizador [K]; p_{s_0} a pressão inicial do vapor [kPa]; V_{s_0} é o volume inicial do vapor no pressurizador [m³] e ρ_v é a densidade do vapor no pressurizador [kg/m³].

A Equação 25 representa a variação da vazão mássica na linha de entrada do pressurizador (δW_{wi}) em função da variação da densidade do refrigerante em relação à temperatura ($\partial \rho_i / \partial T$) para cada volume de controle (V_i). Esta relação permite descrever o efeito da expansão ou contração térmica do refrigerante sobre o escoamento entre o circuito primário e o pressurizador.

$$\delta W_{wi} = \sum_{i=1}^n V_i \frac{\partial \rho_i}{\partial T} \frac{d\delta T_i}{dt} \quad (25)$$

A manutenção da pressão no interior do pressurizador é realizada por meio da atuação dos aquecedores elétricos, do sistema de aspersão e das válvulas de proteção. Os aquecedores e os aspersores constituem o sistema de controle da pressão, sendo suas atuações modeladas como proporcionais à variação da pressão no pressurizador, conforme descrito pelas equações 26 e 27, respectivamente. Adicionalmente, o modelo considera a atuação de dispositivos de proteção contra sobrepressão: a válvula de alívio é acionada quando a variação da pressão ultrapassa 1083 kPa, enquanto a válvula de segurança entra em operação para variações superiores a 1979 kPa, limitando a pressão do sistema em condições anormais de operação.

$$\delta q = \frac{G_{he}}{\tau_{he}} \delta p_p \quad (26)$$

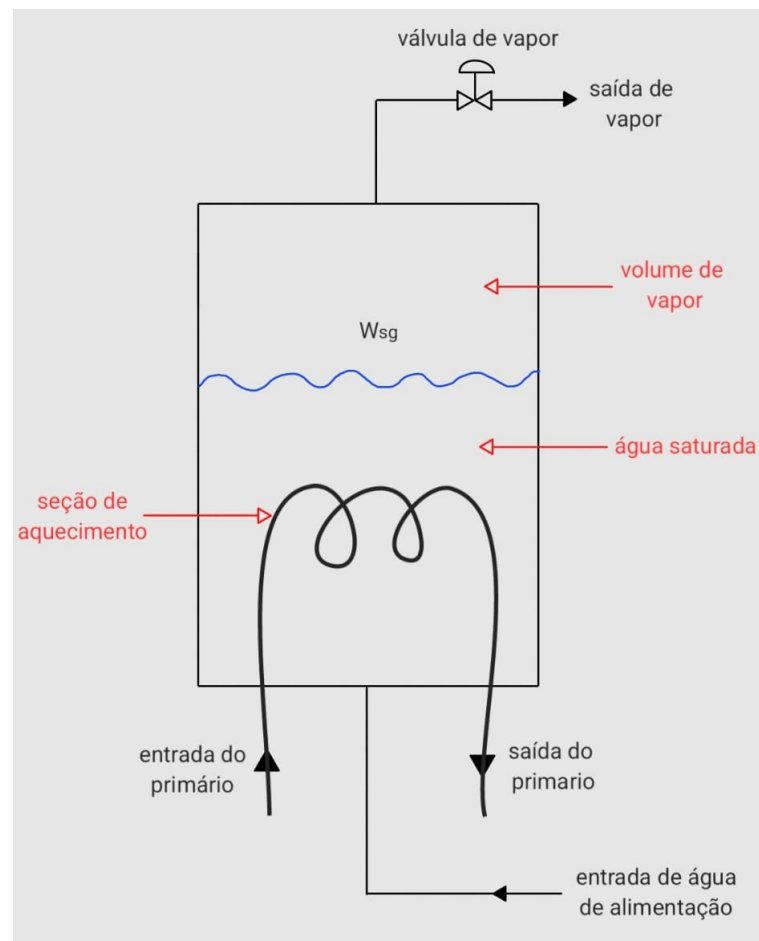
$$\delta W_{sp} = \frac{G_{sp}}{\tau_{sp}} \delta p_p \quad (27)$$

sendo G_{he} o ganho proporcional do aquecedor (Adimensional); G_{sp} o ganho proporcional dos aspersores (Adimensional), τ_{he} a constante de tempo do aquecedor [s] e τ_{sp} a constante de tempo do aspersor [s].

3.3.3 GERADOR DE VAPOR

A Figura 13 apresenta um diagrama esquemático simplificado do gerador de vapor. Nesse componente, o refrigerante do circuito primário escoia pelo interior dos tubos, transferindo calor, por meio de suas paredes metálicas, para a água saturada do circuito secundário. A água de alimentação ingressa no gerador de vapor pela linha de alimentação, absorve a energia térmica proveniente do circuito primário e sofre mudança de fase, sendo convertida em vapor. O vapor gerado é então conduzido à saída do gerador de vapor, passando pela válvula de controle de vapor antes de seguir para a turbina.

Figura 13 - Sistema simplificado de gerador de vapor.



Fonte: Adaptado de Ali, 1976.

As variações das temperaturas de entrada e de saída do refrigerante primário no gerador de vapor são descritas pelas equações 28 e 29, respectivamente. Essas equações são formuladas a partir de balanços de energia e apresentam a mesma estrutura adotada para a modelagem térmica dos volumes de controle do reator, relacionando a acumulação de energia no volume de controle com os efeitos do escoamento do refrigerante e da transferência de calor. O significado das variáveis e dos parâmetros envolvidos nessas equações é apresentado na Tabela 9.

$$\frac{d\delta T_{ip}}{dt} = \frac{\delta T_{hl} - \delta T_{ip}}{V_{ip}\rho_w} W_c \quad (28)$$

$$\frac{d\delta T_{op}}{dt} = \frac{\delta T_p - \delta T_{op}}{V_{op}\rho_w} W_c \quad (29)$$

Tabela 9 - Parâmetros utilizados nas equações 28 e 29.

Simbolo	Descrição	Unidade
δT_{ip}	Variação da temperatura na entrada do gerador de vapor	°C
δT_{op}	Variação da temperatura na saída do gerador de vapor	°C
δT_{hl}	Variação da temperatura perna quente	°C
δT_p	Variação da temperatura de refrigerante dentro do gerador de vapor	°C
ρ_w	Densidade do liquido de refrigeração	kg/m ³
W_c	Fluxo mássico do refrigerante no circuito primário	kg/s
V_{ip}	Volume da entrada do gerador de vapor	m ³
V_{op}	Volume da saída do gerador de vapor	m ³

Fonte: Feito pelo autor.

Após o escoamento do refrigerante primário no interior do gerador de vapor, a energia térmica é transferida para as paredes metálicas dos tubos por meio de convecção. Esse processo é descrito pelas Equações 30 e 31, que representam, respectivamente, a evolução da temperatura do refrigerante primário no interior dos tubos e da temperatura média da parede metálica. Essas equações são formuladas a partir de balanços de energia e descrevem a troca de calor entre o fluido e a estrutura metálica, permitindo representar a dinâmica da transferência térmica entre o circuito primário e o gerador de vapor. O

significado das variáveis e dos parâmetros envolvidos nessas equações é apresentado na Tabela 11.

$$\frac{d\delta T_p}{dt} = \frac{\delta T_{ip} - \delta T_{op}}{V_{SGT}\rho_w} W_c + \frac{\delta T_m - \delta T_p}{V_{SGT}\rho_w C p_c} W_c h_{conv,pm} A_{pm} \quad (30)$$

$$\frac{d\delta T_m}{dt} = \frac{\delta T_p - \delta T_m}{m_m k_m} h_{conv,pm} A_{pm} + \frac{\left[\frac{\partial T_{sat}}{\partial p} \delta p_s - \delta T_m \right]}{m_m k_m} h_{conv,pm} A_{pm} \quad (31)$$

Tabela 10 - Parâmetros utilizados nas equações 30 e 31.

Simbolo	Descrição	Unidade
δT_p	Variação da temperatura de refrigerante dentro do gerador de vapor	°C
δT_m	Variação da temperatura dos tubos de metal do gerador de vapor	°C
δp_s	Variação da pressão do vapor no gerador de vapor	kPa
V_{SGT}	Volume de água nos tubos do gerador de vapor	m ³
$C p_c$	Calor específico do refrigerante	kJ/°C kg
$h_{conv,pm}$	Coeficiente de transferência de calor do refrigerante primário aos tubos	kW/m ² °C
k_m	Condutividade térmica do metal	kJ/kg °C
A_{pm}	Área interna dos tubos	m ²
m_m	Massa dos tubos de metal	kg
$\partial T_{sat}/\partial p$	Taxa de variação da temperatura de saturação com relação à pressão do gerador de vapor	°C/kPa

Fonte: Feito pelo autor.

No circuito secundário, a água permanece em condições próximas à saturação, de modo que sua temperatura é diretamente determinada pela pressão do vapor no interior do gerador de vapor. Assim, a variável de estado adotada para representar o comportamento térmico do circuito secundário é a pressão do vapor, cuja evolução temporal é descrita pela Equação 32. Essa equação estabelece o acoplamento entre os circuitos primário e secundário, uma vez que a energia transferida pelo refrigerante do primário modifica a

geração de vapor e, conseqüentemente, a pressão no lado secundário. Dessa forma, a pressão do vapor constitui a principal variável para avaliar a influência das perturbações do circuito primário sobre a dinâmica dos componentes do circuito secundário.

$$\begin{aligned} \frac{d\delta p_s}{dt} = & \frac{1}{m_{sw} \frac{\partial h_f}{\partial p} + m_{ss} \frac{\partial h_g}{\partial p} - m_{ss} \frac{h_{fg}}{v_{fg}} \frac{\partial v_g}{\partial p}} \left[h_{conv,pm} A_{pm} \delta T_m \right. \\ & - \left(h_{conv,pm} A_{pm} \frac{\partial T_{sat}}{\partial p} + W_{s_0} \frac{\partial h_g}{\partial p} + C_L (h_g - C_{p_2} T_{FW}) \right) \delta p_s \\ & \left. + W_{s_0} C_{p_2} \delta T_{FW} - p_{s_0} (h_g - C_{p_s} T_{FW}) \delta C_L \right] \end{aligned} \quad (32)$$

3.4 MATLAB®/SIMULINK®

Para modelar o comportamento dinâmico do sistema, as equações apresentadas neste capítulo foram implementadas no ambiente Simulink®, enquanto os parâmetros apresentados no Apêndice A foram organizados em uma rotina computacional desenvolvida em MATLAB®. Com o objetivo de reduzir o custo computacional da simulação, os coeficientes constantes e demais termos invariáveis das equações governantes foram previamente calculados em MATLAB® e posteriormente importados para o modelo em Simulink®, ficando a simulação responsável apenas pela integração das equações diferenciais e pelo cálculo das variáveis dependentes do tempo. A representação gráfica da implementação computacional desenvolvida no ambiente Simulink® é apresentada no Apêndice B.

A arquitetura do modelo foi desenvolvida de forma modular, sendo dividida em três subsistemas correspondentes aos principais componentes do circuito primário: núcleo do reator, pressurizador e gerador de vapor. Essa organização permitiu facilitar a implementação, a manutenção e a validação individual de cada conjunto de equações. A comunicação entre os subsistemas foi realizada por meio da ferramenta *Model Referencing*, possibilitando o intercâmbio contínuo das variáveis de estado e preservando o acoplamento termohidráulico existente entre os diferentes componentes da planta.

No subsistema correspondente ao núcleo do reator foram implementadas as equações de cinética pontual, da reatividade, do balanço térmico do combustível e do refrigerante, bem como as equações referentes à dinâmica das temperaturas ao longo do circuito primário. Como variáveis de interesse foram monitoradas a potência nuclear (δP), a reatividade (ρ) e as temperaturas do combustível (δT_f), do refrigerante (δT_{m1} e δT_{m2}),

Tabela 11 - Parâmetros utilizados na Equação 32.

Simbolo	Descrição	Unidade
δp_s	Variação da pressão do vapor no gerador de vapor	kPa
δT_m	Variação da temperatura dos tubos de metal do gerador de vapor	°C
δT_{FW}	Variação da temperatura da água de alimentação	°C
δC_L	Variação do coeficiente da válvula de vapor	kg/s kPa
p_{s0}	Pressão inicial do vapor	kPa
T_{FW}	Temperatura da água de alimentação	°C
C_L	Coeficiente da válvula de vapor	kg/s kPa
m_{sw}	Massa de água no secundário	kg
m_{ss}	Massa de vapor no secundário	kg
v_{fg}	Volume específico de vaporização da água no secundário	m ³ /kg
h_g	Entalpia específica do vapor saturado	kJ/kg
h_{fg}	Entalpia específica de vaporização da água no secundário	kJ/kg
Cp_2	Calor específico no secundário	kJ/°C kg
W_{s0}	Vazão inicial do vapor no gerador de vapor	kg/s
$\partial h_f / \partial p$	Taxa de variação da entalpia específica de líquido saturado em função da pressão	kJ/kg kPa
$\partial h_g / \partial p$	Taxa de variação da entalpia específica do vapor saturado em função da pressão	kJ/kg kPa
$\partial v_g / \partial p$	Taxa de variação do volume específico do vapor saturado em função da pressão	m ³ /kg kPa

Fonte: Feito pelo autor.

dos *plenums* (δT_{up} e δT_{lp}) e das pernas quente e fria do circuito primário (δT_{hl} e δT_{cl} , respectivamente).

O subsistema do pressurizador foi implementado a partir das equações de balanço de massa e energia, recebendo como entrada as variações de temperatura provenientes dos diferentes volumes de controle do circuito primário. Essas informações são utilizadas para

determinar a vazão de entrada, conforme a Equação 25, permitindo calcular a evolução da pressão no pressurizador.

No gerador de vapor foram implementadas as equações referentes à dinâmica térmica do refrigerante primário, da parede metálica dos tubos e da pressão do vapor no circuito secundário. Considerando que o circuito secundário não foi modelado explicitamente neste trabalho, adotou-se a hipótese de que ele atua como um sumidouro de calor. Em consequência, os termos associados às perturbações do lado secundário, representados por δC_L e δT_{FW} na Equação 32, foram considerados nulos durante as simulações.

As simulações foram realizadas durante um intervalo de 900 s, adotando-se praticamente o mesmo horizonte temporal utilizado por Galvão (2017). As condições iniciais adotadas correspondem a uma variação de potência nuclear de $\delta P = 0,106$, uma variação inicial da temperatura na perna quente de $\delta T_{hl} = 2^\circ\text{C}$ e uma variação da pressão do vapor no gerador de vapor de $\delta P_s = 69,43$ kPa.

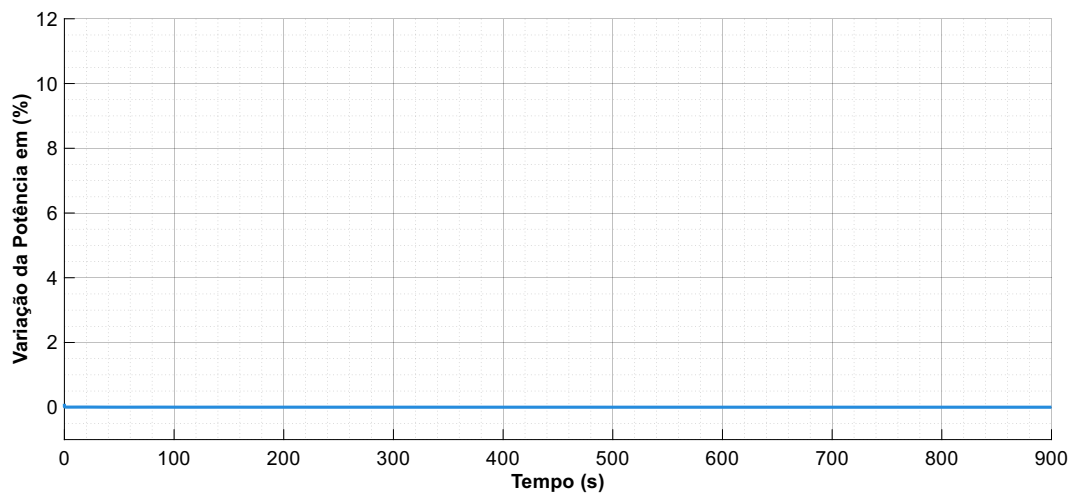
Para avaliar a resposta dinâmica do modelo, foi aplicada uma perturbação externa na reatividade, descrita pela Equação 33. A utilização desse sinal segue a abordagem adotada por Galvão (2017), permitindo submeter o modelo desenvolvido às mesmas condições de excitação empregadas pelo autor e, conseqüentemente, realizar a comparação dos resultados obtidos para fins de validação. A perturbação consiste em uma função senoidal com amortecimento exponencial, representando uma variação transitória da reatividade cuja amplitude diminui progressivamente ao longo do tempo. Segundo Galvão (2017), esse comportamento busca representar oscilações de potência decorrentes de variações na demanda da rede elétrica externa. No modelo desenvolvido, essa perturbação é introduzida como uma componente de reatividade externa na Equação 19, possibilitando avaliar a resposta acoplada dos componentes do circuito primário diante de um distúrbio transitório.

$$\rho_{ext} = \left[10 \sin \left(\frac{t}{10} \right) e^{\frac{-t}{250}} \right] \Lambda \quad (33)$$

4 RESULTADOS

A Figura 14 apresenta a resposta temporal da variação da potência térmica do núcleo em decorrência da perturbação de reatividade aplicada ao sistema. A escala do eixo vertical foi adaptado para realizar a comparação com os resultados da referencia.

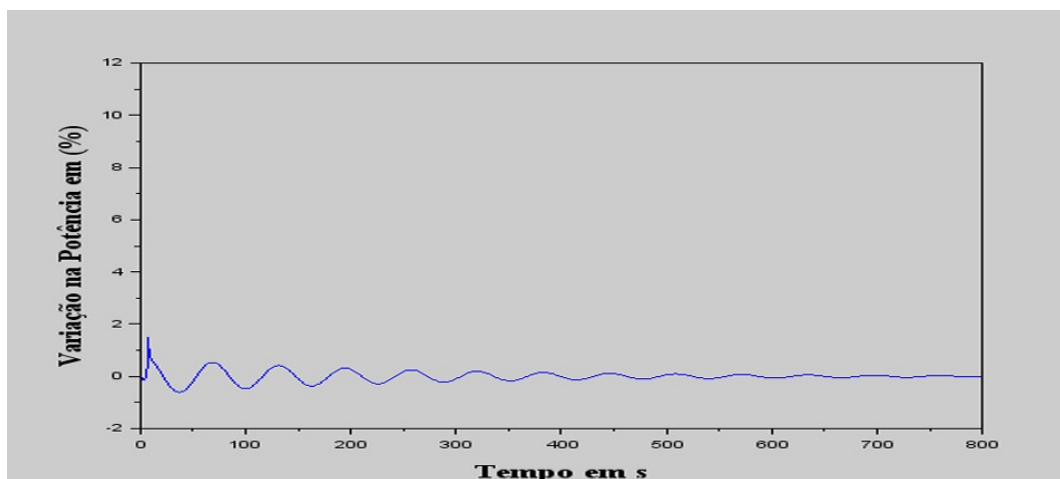
Figura 14 - Variação da potência no reator.



Fonte: Feito pelo autor.

A comparação com os resultados apresentados por Galvão (2017), ilustrados na Figura 15, evidencia que a variação da potência não é perceptível na escala adotada pelo autor.

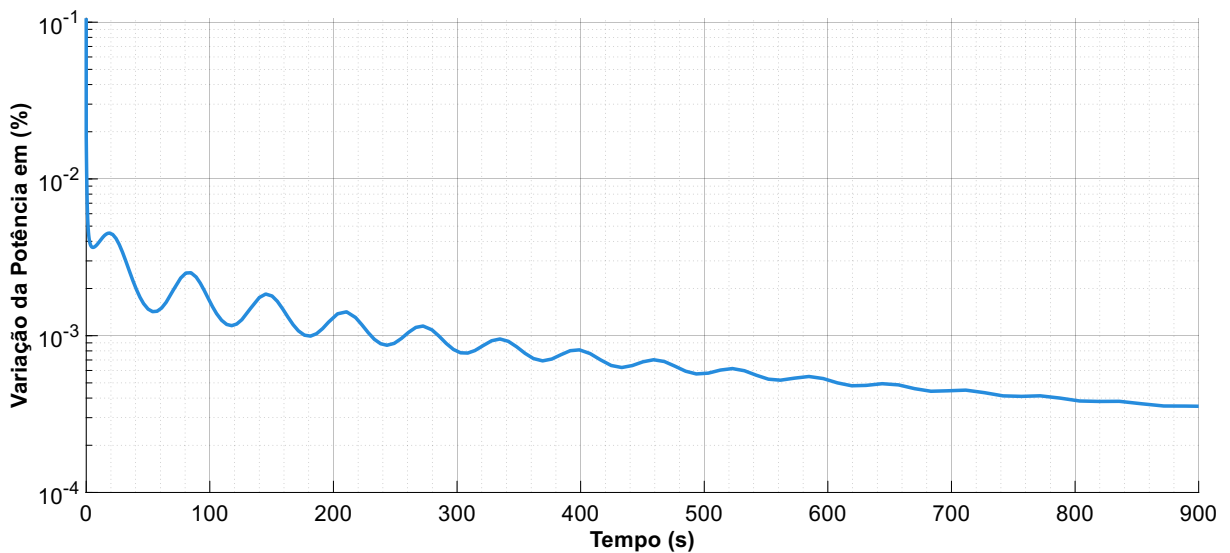
Figura 15 - Variação da potência nuclear na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

Com o objetivo de evidenciar as oscilações ao longo de toda a simulação, na Figura 16 é apresentada, em escala logarítmica, a variação da potência do reator em função do tempo. Observa-se que, nos instantes iniciais, a potência sofre uma redução acentuada em relação à condição inicial, consequência da atuação dos mecanismos de realimentação negativa associados às variações de temperatura do combustível e do refrigerante e da pressão do sistema. Em seguida, a potência passa a apresentar um comportamento oscilatório amortecido, acompanhando a natureza da perturbação imposta. Diferentemente dos resultados apresentados por Galvão (2017), nos quais a variação da potência oscila em torno do ponto de equilíbrio assumindo valores positivos e negativos, o modelo desenvolvido apresentou oscilações restritas a valores positivos ao longo de toda a simulação. Ainda assim, observa-se a redução progressiva da amplitude das oscilações até que o sistema atinja uma condição próxima ao regime permanente por volta de 900 segundos de simulação.

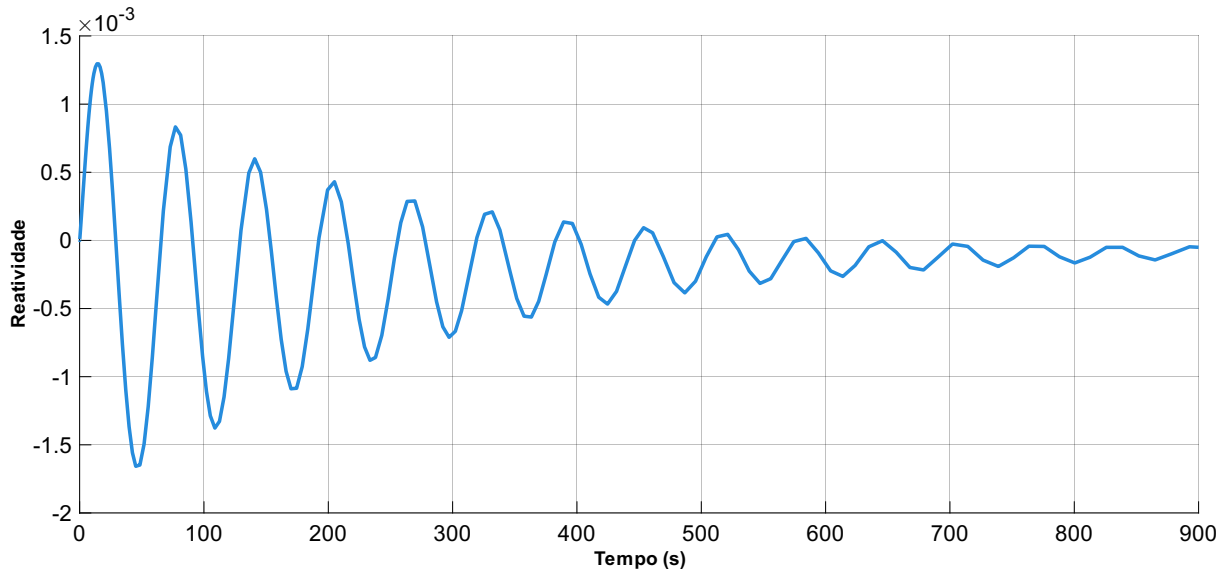
Figura 16 - Variação da potência no reator.



Fonte: Feito pelo autor.

A Figura 17 ilustra o comportamento temporal da variação da reatividade (ρ) durante o transiente simulado. Inicialmente, observa-se a ação da perturbação externa aplicada ao núcleo, cujo comportamento oscilatório amortecido é reproduzido pela curva de reatividade. À medida que a simulação evolui, a resposta do sistema passa a refletir também a influência dos mecanismos de realimentação associados às variações de temperatura do combustível e do refrigerante. Esses efeitos introduzem uma componente de reatividade negativa, que se opõe à perturbação externa e contribui para o amortecimento das oscilações e para o retorno gradual do reator à condição de equilíbrio.

Figura 17 - Variação da reatividade ρ em função do tempo.

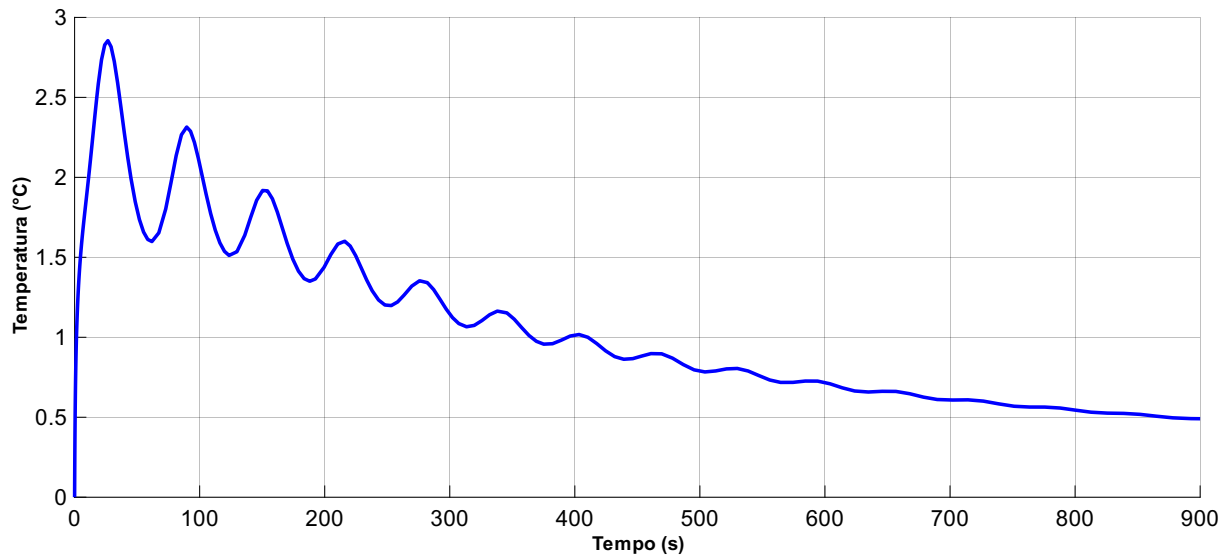


Fonte: Feito pelo autor.

A Figura 18 apresenta a variação temporal da temperatura do combustível durante o transiente. Observa-se um aumento acentuado da temperatura nos instantes iniciais da simulação, como consequência do aumento da potência nuclear induzido pela perturbação de reatividade aplicada. Comparando-se as Figuras 14 e 18, observa-se a correlação entre a potência nuclear e a temperatura do combustível. O aumento da potência resulta em maior geração de calor e, consequentemente, na elevação da temperatura do combustível. Em contrapartida, esse aumento de temperatura reduz a reatividade do sistema por meio da realimentação negativa, provocando a diminuição da potência e conduzindo o reator novamente à condição de equilíbrio.

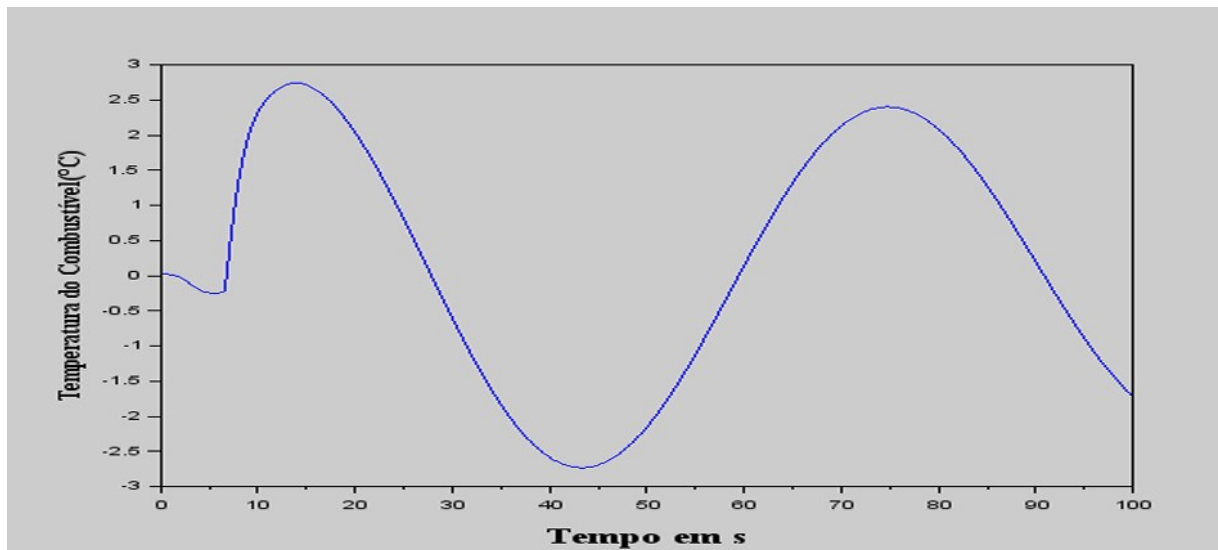
Comparando os resultados apresentados por Galvão (2017) na Figura 19 com os obtidos neste trabalho, ilustrados na Figura 18, observa-se que ambos apresentam comportamento dinâmico semelhante ao longo da escala de tempo analisada. Entretanto, nota-se uma diferença no instante em que ocorre o aumento mais acentuado da temperatura do combustível. Enquanto nos resultados de Galvão (2017) esse incremento ocorre aproximadamente aos 7 segundos de simulação, no modelo desenvolvido neste trabalho a elevação é observada imediatamente após o início do transiente. Uma possível explicação é que Galvão (2017) introduziu a perturbação apenas nesse instante da simulação, diferentemente do presente trabalho que foi aplicada desde o início. Apesar dessa diferença temporal, a tendência geral de evolução da variável permanece consistente entre os dois modelos, indicando que ambos reproduzem adequadamente a resposta dinâmica esperada para o combustível durante o transiente.

Figura 18 - Variação da temperatura do combustível em função do tempo.



Fonte: Feito pelo autor.

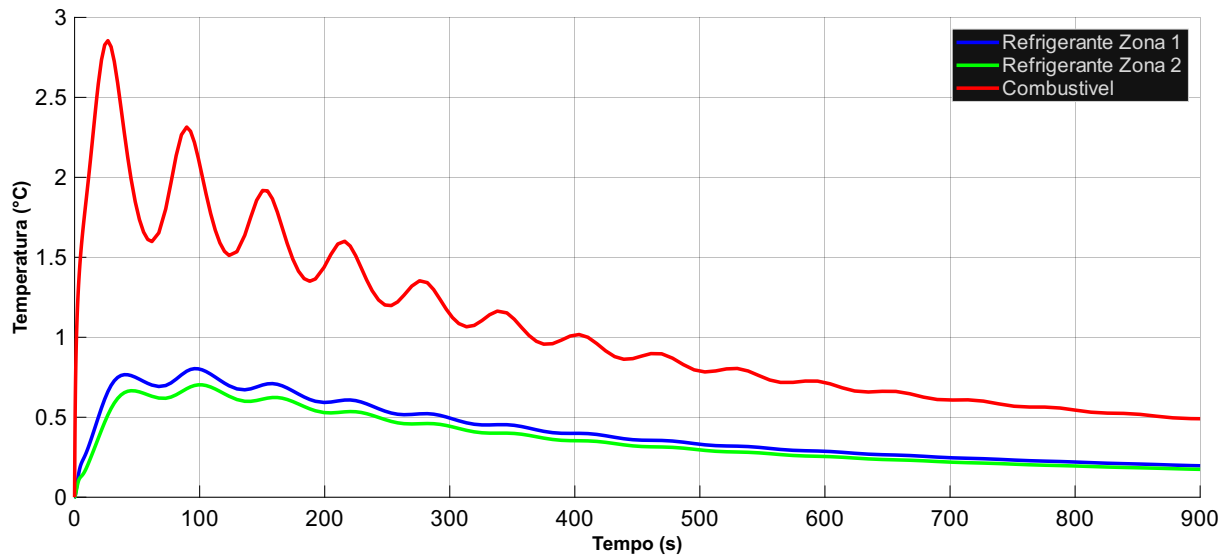
Figura 19 - Variação da temperatura do combustível na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

A Figura 20 apresenta a evolução temporal da temperatura do refrigerante no núcleo do reator durante a simulação. Observa-se que o aumento acentuado da temperatura do combustível também é refletido no comportamento do refrigerante em ambas as regiões modeladas. Entretanto, diferentemente do combustível, as oscilações da temperatura do refrigerante apresentam menor amplitude e atingem o regime amortecido em um intervalo de tempo mais curto, revelando a troca de calor entre os dois meios.

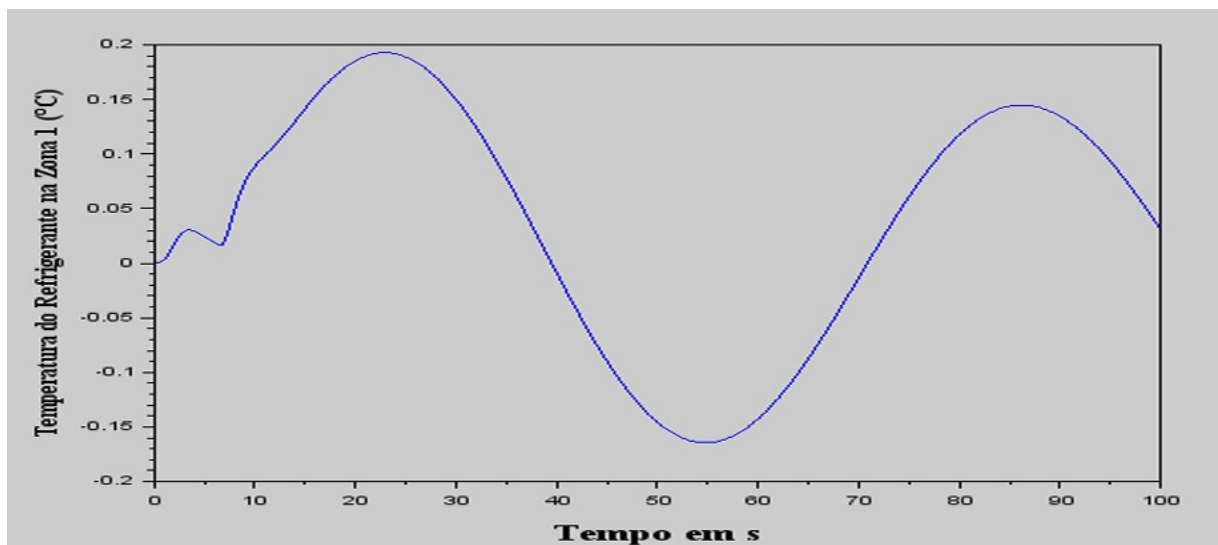
Figura 20 - Variação da temperatura do refrigerante no núcleo do reator.



Fonte: Feito pelo autor.

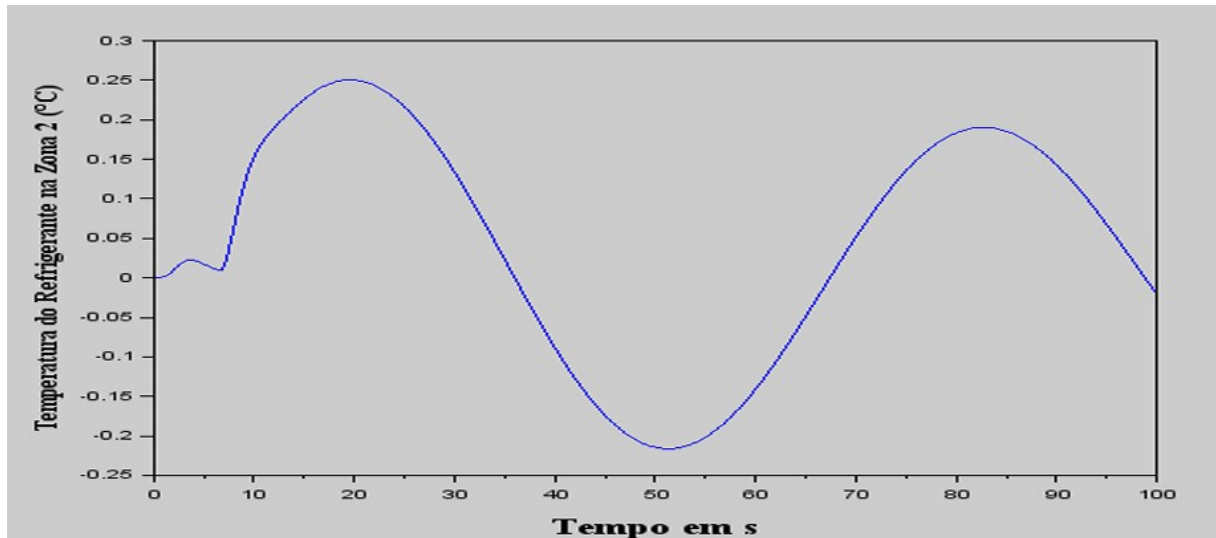
Ao comparar os resultados obtidos com aqueles apresentados por Galvão (2017), nas Figuras 21 e 22, verifica-se que o comportamento das curvas é semelhante, tanto em relação à tendência quanto à dinâmica das oscilações. Essa concordância reforça a capacidade do modelo em representar adequadamente a evolução da temperatura do refrigerante no núcleo do reator.

Figura 21 - Variação da temperatura do refrigerante zona 1 na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

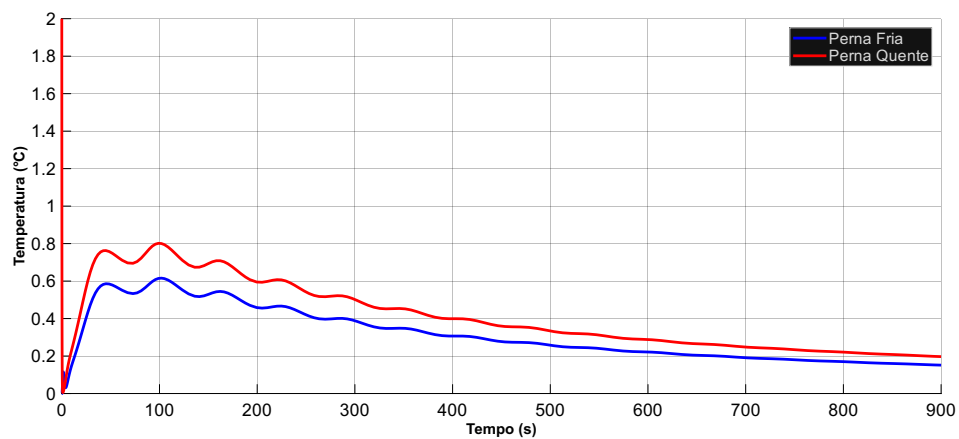
Figura 22 - Variação da temperatura do refrigerante zona 2 na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

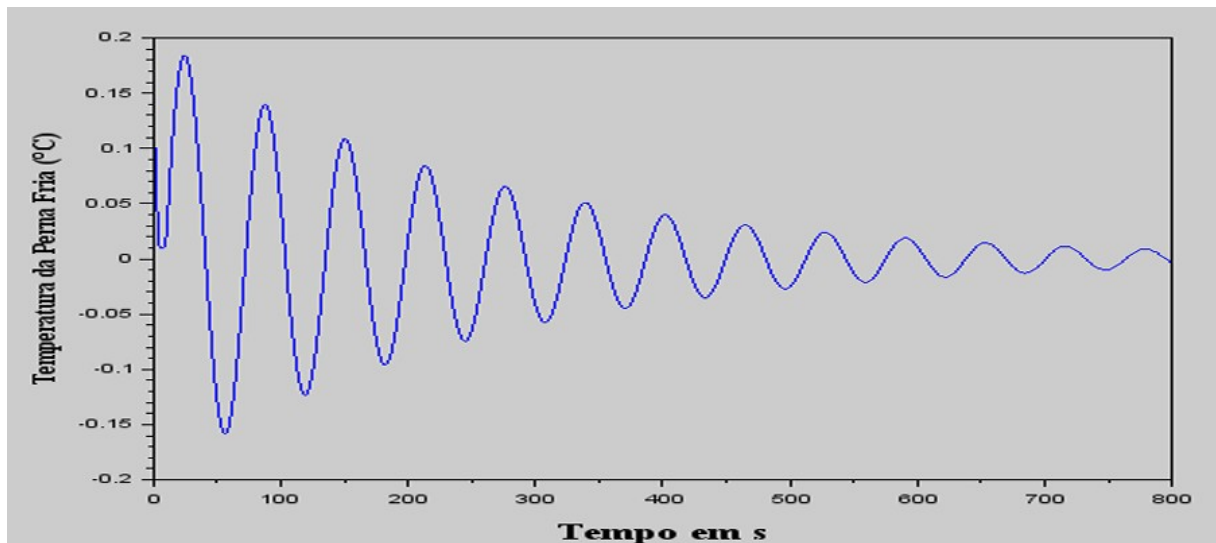
Se observa como, na Figura 23, se encontra representada a variação da temperatura na perna quente e na perna fria ao longo do tempo. A temperatura na perna quente cai de um estado inicial, do mesmo jeito que na Figura 25 de Galvão (2017), para posteriormente entrar no estado oscilatório provocado pela perturbação. A diferença da Figura 24 de Galvão (2017), onde a temperatura da perna fria não chega ao regime permanente no tempo simulado, a temperatura da perna fria observável na Figura 23 tem a tendencia de se estabilizar com maior rapidez. Essa diferença pode estar relacionada às diferenças nas condições de aplicação da perturbação e a particularidades da implementação numérica do modelo, embora o comportamento geral permaneça compatível com o apresentado na literatura

Figura 23 - Variação da temperatura do refrigerante no circuito em função do tempo.



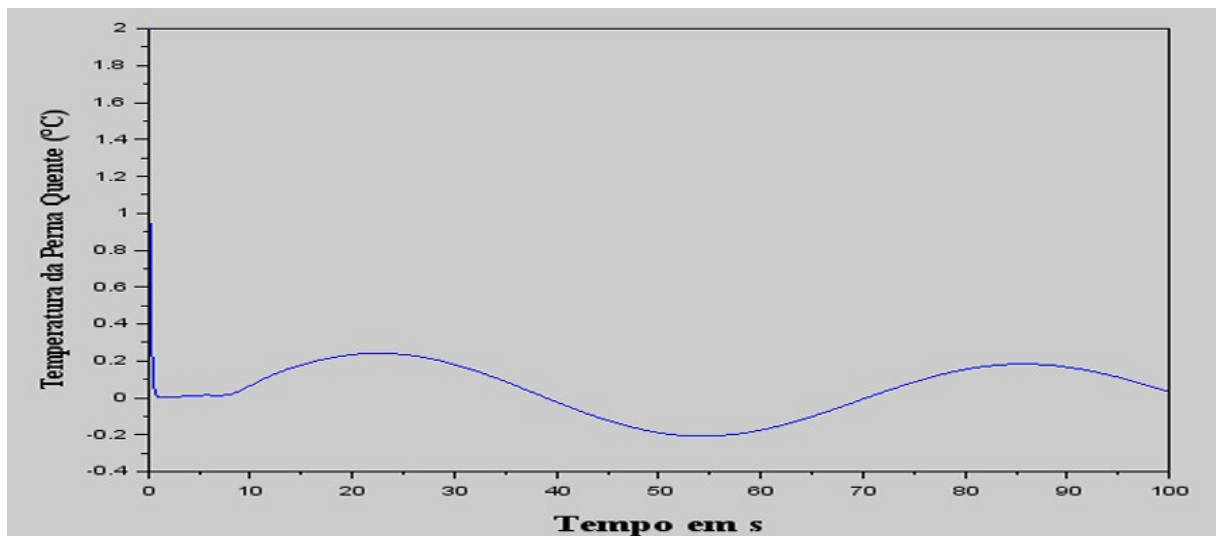
Fonte: Feito pelo autor.

Figura 24 - Variação da temperatura na perna fria na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

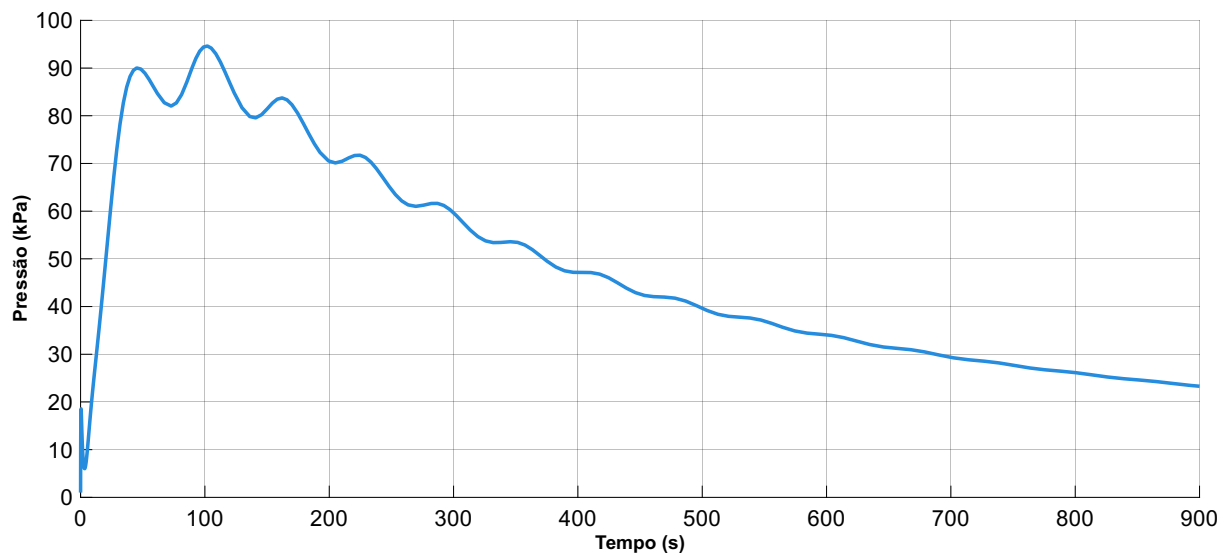
Figura 25 - Variação da temperatura na perna quente na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

A Figura 26 apresenta a variação temporal da pressão no interior do pressurizador. Observa-se um aumento acentuado da pressão nos instantes iniciais da simulação, atingindo um valor máximo de aproximadamente 100 kPa em torno de 100 segundos. Após esse instante, a pressão passa a apresentar uma redução gradual na amplitude de sua variação, tendendo progressivamente ao regime permanente.

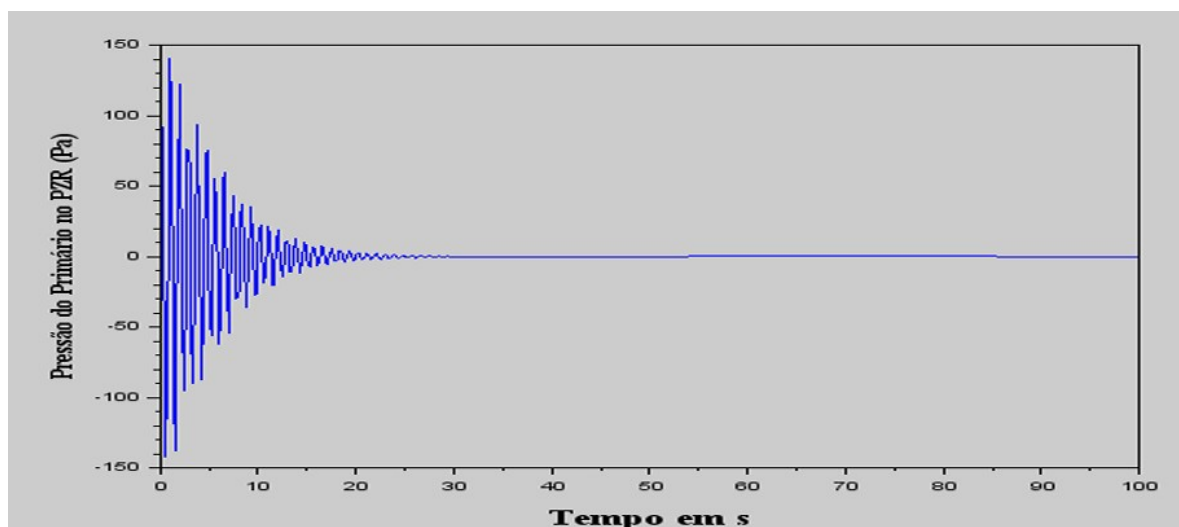
Figura 26 - Variação da pressão no pressurizador em função do tempo.



Fonte: Feito pelo autor.

Em comparação com a Figura 27 de Galvão (2017), observa-se que a pressão atinge um valor máximo de aproximadamente 140 Pa, correspondendo a uma variação de menor magnitude. Além disso, no modelo de Galvão (2017), a pressão retorna ao regime permanente em um intervalo de tempo significativamente menor. Essa diferença pode estar relacionada à atuação dos sistemas de controle do pressurizador, descritos pelas Equações 26 e 27, bem como às diferenças entre a implementação computacional realizada neste trabalho e aquela apresentada por Galvão (2017), que podem influenciar a resposta dinâmica do sistema.

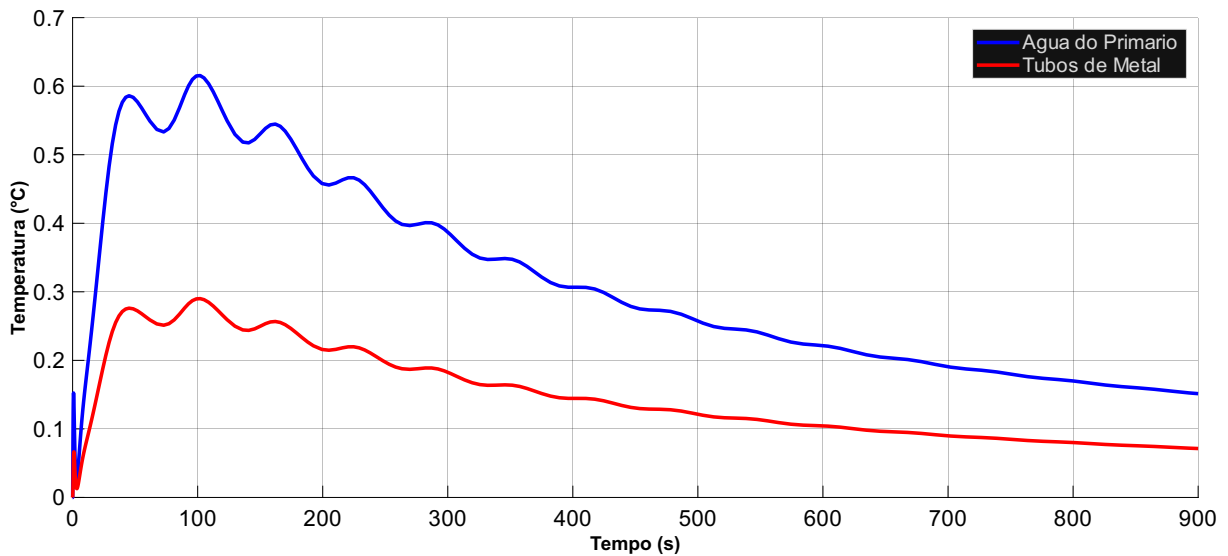
Figura 27 - Variação da pressão no pressurizador na referencia Galvão (2017).



Fonte: Galvão, 2017.

A Figura 28 apresenta a evolução temporal da temperatura do refrigerante do circuito primário no interior do gerador de vapor, bem como da temperatura dos tubos metálicos responsáveis pela transferência de calor entre os circuitos primário e secundário. Note-se a tendência da curva vermelha (temperatura dos tubos) a replicar a curva azul (temperatura do refrigerante), evidenciando o processo de transferência de calor ao circuito secundário.

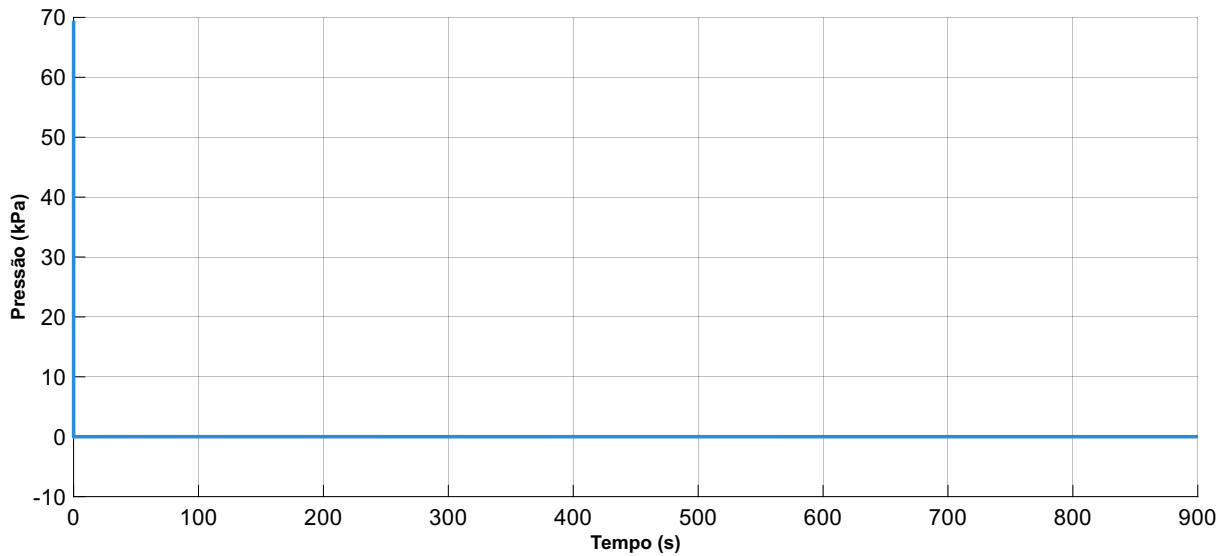
Figura 28 - Variação da temperatura no gerador de vapor em função do tempo.



Fonte: Feito pelo autor.

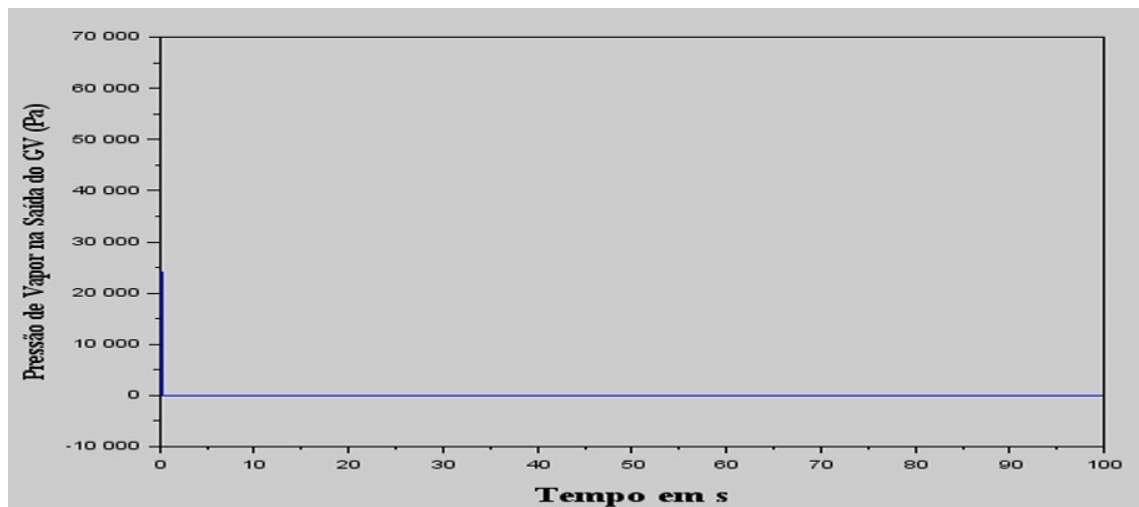
A Figura 29 representa a variação da pressão do vapor dentro do gerador de vapor. Ressalta-se como a pressão no gerador de vapor do trabalho de Galvão (2017) na Figura 30 tem o mesmo comportamento ao apresentado na Figura 29. Apesar de as variações de potência do reator modificarem a taxa de transferência de calor no gerador de vapor, o sistema de controle mantém a pressão do vapor em torno de seu valor nominal.

Figura 29 - Variação da pressão no gerador de vapor em função do tempo.



Fonte: Feito pelo autor.

Figura 30 - Variação na pressão de vapor que sai do gerador de vapor na referencia Galvão (2017).

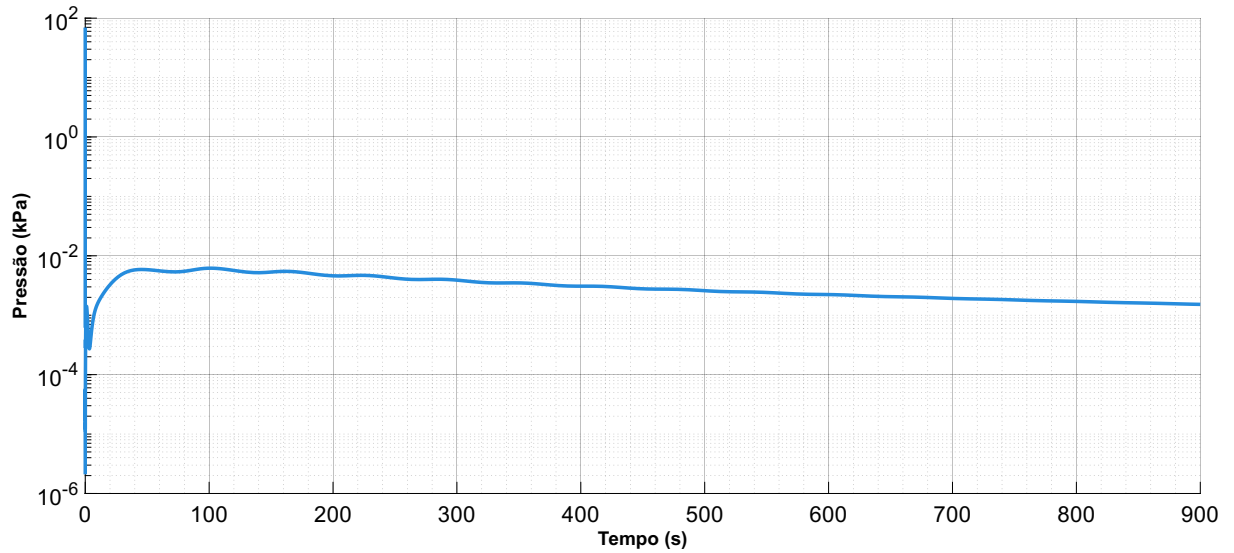


Fonte: Galvão, 2017.

A Figura 31 apresenta a variação da pressão do vapor no gerador de vapor em escala logarítmica, permitindo uma melhor visualização do comportamento dessa variável ao longo da simulação. Observa-se uma variação acentuada nos instantes iniciais, associada à queda da condição inicial apresentada na Figura 29. Em seguida, a pressão atinge um máximo local e passa a apresentar uma redução gradual na amplitude de sua variação, tendendo progressivamente ao regime permanente. Observa-se que as variações de pressão permanecem inferiores a 0,01 kPa em relação ao valor inicial de 69,43 kPa. Em razão da

pequena magnitude dessas variações, seu comportamento não é perceptível na Figura 29, justificando a utilização da escala logarítmica apresentada na Figura 31.

Figura 31 - Variação da pressão no gerador de vapor em escala logarítmica.



Fonte: Feito pelo autor.

5 CONCLUSÃO

O presente trabalho teve como objetivo desenvolver um modelo matemático linearizado do circuito primário de uma usina nuclear do tipo PWR e implementá-lo no ambiente Simulink®[®], integrado ao MATLAB®[®], visando à simulação e à análise do comportamento dinâmico do sistema. Com base nos resultados obtidos, considera-se que esse objetivo foi alcançado, uma vez que foi possível representar computacionalmente os principais componentes do circuito primário e reproduzir sua resposta dinâmica frente a um transiente de reatividade.

Em relação aos objetivos específicos, foi desenvolvido o modelo matemático linearizado do núcleo do reator, do pressurizador e do gerador de vapor, contemplando suas principais interações termohidráulicas e de controle. O modelo foi implementado de forma modular no ambiente Simulink®[®], permitindo a integração entre os diferentes subsistemas por meio da ferramenta Model Referencing. Além disso, foi possível avaliar a resposta dinâmica do circuito primário mediante a aplicação de uma perturbação externa na reatividade, analisando a evolução temporal das principais variáveis de estado, como potência térmica, reatividade, temperaturas características do circuito primário e pressão do pressurizador e do gerador de vapor. Por fim, os resultados obtidos foram comparados com aqueles apresentados por Galvão (2017), permitindo discutir as principais concordâncias e divergências observadas e avaliar a capacidade do modelo em reproduzir a resposta dinâmica do sistema.

De modo geral, os resultados obtidos apresentaram boa concordância com aqueles descritos na literatura, reproduzindo adequadamente a tendência das curvas e a dinâmica das oscilações das principais variáveis analisadas. A resposta do núcleo do reator evidenciou a atuação da retroalimentação térmica negativa, resultando em oscilações amortecidas da potência e da reatividade até o estabelecimento de uma condição próxima ao regime permanente. Da mesma forma, as temperaturas do combustível e do refrigerante apresentaram comportamento coerente com a física do sistema, enquanto a pressão do vapor no gerador de vapor permaneceu praticamente constante, indicando que o modelo foi capaz de representar satisfatoriamente a transferência de calor entre os circuitos primário e secundário.

Embora os resultados obtidos tenham apresentado boa concordância qualitativa com aqueles de Galvão (2017), algumas diferenças quantitativas foram observadas. Destaca-se, principalmente, a resposta do pressurizador, que apresentou um tempo maior para atin-

gir o regime permanente, bem como diferenças na amplitude e a escala das oscilações de determinadas variáveis quando comparadas aos resultados de referência. Essas diferenças podem estar associadas às simplificações adotadas no modelo, ou ainda às diferenças existentes entre as implementações computacionais.

De forma geral, a comparação dos resultados obtidos com aqueles disponíveis na literatura indica que o modelo desenvolvido é capaz de reproduzir adequadamente a dinâmica do circuito primário de uma usina nuclear do tipo PWR, constituindo uma ferramenta útil para estudos de comportamento dinâmico, análise de estabilidade e avaliação da resposta do sistema frente a perturbações transitórias.

Como recomendações para trabalhos futuros, sugere-se a implementação de sistemas de controle mais representativos para o pressurizador e para os demais componentes do circuito primário, buscando reproduzir de forma mais fiel a dinâmica observada em usinas reais. Recomenda-se, ainda, a inclusão de um modelo dinâmico para o circuito secundário, permitindo representar o acoplamento completo entre os dois circuitos, bem como a modelagem da bomba de refrigeração do circuito primário, possibilitando avaliar os efeitos das variações da vazão do refrigerante. Por fim, propõe-se a simulação de diferentes tipos de transientes e acidentes, ampliando as possibilidades de aplicação do modelo em estudos de segurança e análise dinâmica de usinas nucleares.

REFERÊNCIAS

- ABDAN. *FÓRUM EPE e ABDAN de SMALL MODULAR REACTORS – SMRs: 2022 – 2024*. 2025. Disponível em: <http://www.epe.gov.br>.
- ALI, M. R. A. Lumped parameter, state variable dynamic models for u-tube lumped parameter, state variable dynamic models for u-tube recirculation type nuclear steam generators recirculation type nuclear steam generators. 8 1976. Disponível em: https://trace.tennessee.edu/utk_graddiss.
- DAM, H. van; HAGEN, T. van der; HOOGENBOOM, J. *Nuclear Reactor Physics*. [S.l.: s.n.], 2005.
- FERNÁNDEZ, P. F. Estudio y modelado de los procesos de control en un reactor nuclear pwr. 2022.
- FPN. *Proposta para o Novo Programa Nuclear Brasileiro*. 2023.
- FREELS, J. D. An investigation of high order and low order dynamic modeling an investigation of high order and low order dynamic modeling of a complete pressurized water reactor nuclear power plant. 6 1979. Disponível em: https://trace.tennessee.edu/utk_gradthes.
- GALVÃO, H. P. Modelagem dinâmica do circuito primário e secundário de reatores pwr aplicando critérios de estabilidade. 2 2017.
- GUIMARÃES, L. dos S. *Energia nuclear e sustentabilidade*. [S.l.]: Blücher, 2010.
- IAEA. *IAEA at COP26: How Nuclear Power and Technologies Can Help Tackle Climate Change*. 2021.
- IAEA. *Advances in Fabrication Technologies for Power Reactor Fuels*. 2025. Disponível em: www.iaea.org.
- IEA. *Global Energy Review 2025*. 2025. Disponível em: www.iea.org.
- IPCC. *Sumário para Formuladores de Políticas. Em: Mudança do Clima 2023: Relatório Síntese. Contribuição dos Grupos de Trabalho I, II e III para o Sexto Relatório de Avaliação do Painel Intergovernamental sobre Mudança do Clima*. 2023. Disponível em: <https://www.ipcc.ch/report/ar6/syr/>.
- JUNIOR, R. F. O. et al. Análise da energia nuclear no âmbito do despacho termoeletrico e da sustentabilidade: um panorama da termoeletricidade nuclear e a inserção de angra 3 no sistema interligado nacional. *Revista Tecnologia e Sociedade*, v. 15, p. 576–594, 2019. ISSN 1984-3526.
- LAMARSH, J. R.; BARATTA, A. J. *Introduction to Nuclear Engineering*. 3. ed. [S.l.]: Prentice Hall, 2001. 0-783 p.
- LEWIS, E. E. *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. [S.l.]: Elsevier, 2008. ISBN 978-0-12-370631-7.

MICELLI, M. B. Análise sobre a dinâmica e controle de um reator nuclear pressurized water reator (pwr). 2024.

MURRAY, R. L. *Energia Nuclear*. 2. ed. [S.l.]: Hemus, 2004.

NAGHEDOLFEIZI, M. Dynamic modeling of a pressurized water reactor plant for dynamic modeling of a pressurized water reactor plant for diagnostics and control diagnostics and control. 12 1990. Disponível em: https://trace.tennessee.edu/utk_gradthes.

OLIVEIRA, I. G. de. Modelo linear para simulação dinâmica de um reator nuclear para análise de transientes e acidentes de base de projeto. 3 2018.

THAKKAR, J. G. Correlation of theory and experiment for the dynamics of a correlation of theory and experiment for the dynamics of a pressurized water reactor. 3 1975. Disponível em: https://trace.tennessee.edu/utk_gradthes.

WMO. *State of the Global Climate 2024*. 2025.

APÊNDICE A – PARÂMETROS UTILIZADOS NA SIMULAÇÃO

Tabela A.1 - Parâmetros utilizados no modelo do núcleo do reator.

Simbolo	Descrição	Valor	Unidade
P_0	potência térmica nominal do reator	3750	MW
β_i	Frações de nêutrons atrasados para o grupo i de precursores	0,00021	Adm
		0,0014	
		0,00125	
		0,00253	
		0,00027	
β	Fração total de nêutrons atrasados	0,0064	Adm
		0,0124	
		0,0305	
		0,111	
		0,301	
λ_i	Constantes de decaimento para o grupo i de precursores	1,14	s^{-1}
		3,01	
		0,000016	
Λ	Tempo médio de geração dos nêutrons instantâneos	0,000016	s^{-1}
m_f	Massa do combustível	116460	kg
m_c	Massa do refrigerante	17450	kg
Cp_f	Calor específico do combustível	0,365	$\text{kJ}/^\circ\text{C kg}$
Cp_c	Calor específico do refrigerante	5,88	$\text{kJ}/^\circ\text{C kg}$
h_{conv}	Coefficiente de transferência de calor total do combustível para o refrigerante	7060	$\text{kW}/^\circ\text{C}$
W_c	Fluxo mássico do refrigerante no circuito primário	17230	kg/s
ρ_w	Densidade do líquido de refrigeração	832	kg/m^3
V_{hl}	Volume da perna quente	3,18	m^3
V_{cl}	Volume da perna fria	8,21	m^3
V_{up}	Volume do <i>plenum</i> superior	59,2	m^3
V_{lp}	Volume do <i>plenum</i> inferior	76,3	m^3
α_f	Coefficiente de reatividade do combustível	$-2,84e^{-5}$	$^\circ\text{C}^{-1}$
α_m	Coefficiente de reatividade do refrigerante	$-3,93e^{-4}$	$^\circ\text{C}^{-1}$
α_v	Coefficiente de vazio	$-1,2345e^{-7}$	kPa^{-1}
R_s	Reatividade inserida por cada passo da haste de controle	0,034	pcm/s

Fonte: Feito pelo autor.

Tabela A.2 - Parâmetros utilizados no modelo do pressurizador.

Simbolo	Descrição	Valor	Unidade
p_{p0}	Pressão nominal do pressurizador	15700	kPa
p_{s0}	Pressão inicial do vapor	15700	kPa
R	Constante real do vapor da água em grau Rankine	0,4615	kJ/kg K
$T_{sat,p}$	Temperatura do vapor saturado no pressurizador	619	K
m_{w0}	Massa inicial de água no pressurizador	8490	kg
ρ_v	Massa inicial de água no pressurizador	104	kg/m ³
V_{s0}	Volume inicial do vapor no pressurizador	25,5	m ³
v_{w0}	Volume específico inicial da água	0,001708	m ³ /kg
h_{fg}	Entalpia de vaporização da água nas condições do pressurizador	960	kJ/kg
h_{wi0}	Entalpia inicial da água na entrada do pressurizador	1562	kJ/kg
h_{w0}	Entalpia inicial do líquido saturado	1629	kJ/kg
h_{sp0}	Entalpia inicial da água dos aspersores	1336	kJ/kg
Cp_{wi}	Calor específico da água na entrada do pressurizador	5,88	kJ/°C kg
Cp_{sp}	Calor específico da água dos aspersores	4,70	kJ/°C kg
W_{wi0}	Fluxo inicial do refrigerante na entrada do pressurizador	0	kg/s
W_{sp0}	Fluxo inicial da água dos aspersores	0	kg/s
W_{rv}	Fluxo inicial válvula de alívio	0	kg/s
W_{s0}	Fluxo inicial da válvula de alívio de vapor	0	kg/s
W_{sv}	Fluxo inicial de vapor da válvula de de segurança	0	kg/s
$\partial u_w / \partial p_p$	Taxa de variação da energia interna da água com relação à pressão do pressurizador	0,1554	kJ/kg kPa
$\partial v_w / \partial p_p$	Taxa de variação do volume específico da água com relação à pressão do pressurizador	6,72e ⁻⁸	m ³ /kg kPa
$\partial T_{sat} / \partial p_{sat}$	Taxa de variação da temperatura de saturação com relação à pressão de saturação	5,0955e ⁻³	°C/kPa
$\partial T_{sat} / \partial p_{sat}$	Taxa de variação da temperatura de saturação com relação à pressão de saturação	5,0955e ⁻³	°C/kPa
$\partial \rho_{up} / \partial T$	Gradiente de densidade no <i>plenum</i> superior em relação à temperatura	3,01	kg/m ³ °C
$\partial \rho_{lp} / \partial T$	Gradiente de densidade no <i>plenum</i> inferior	2,06	kg/m ³ °C
$\partial \rho_{hl} / \partial T$	Gradiente de densidade na perna quente	4,53	kg/m ³ °C
$\partial \rho_{cl} / \partial T$	Gradiente de densidade na perna fria	1,59	kg/m ³ °C
$\partial \rho_{ip} / \partial T$	Gradiente de densidade na entrada do GV	2,60	kg/m ³ °C
$\partial \rho_{op} / \partial T$	Gradiente de densidade na saída do GV	2,63	kg/m ³ °C
$\partial \rho_{SGT} / \partial T$	Gradiente de densidade no gerador de vapor	1,78	kg/m ³ °C
G_{he}	Ganho proporcionar do aquecedor	-7,25	Adm
G_{sp}	Ganho proporcionar do aspersor	75	Adm
τ_{he}	Constante de tempo do aspersor	900	s
τ_{sp}	Constante de tempo do aspersor	200	s

Fonte: Feito pelo autor.

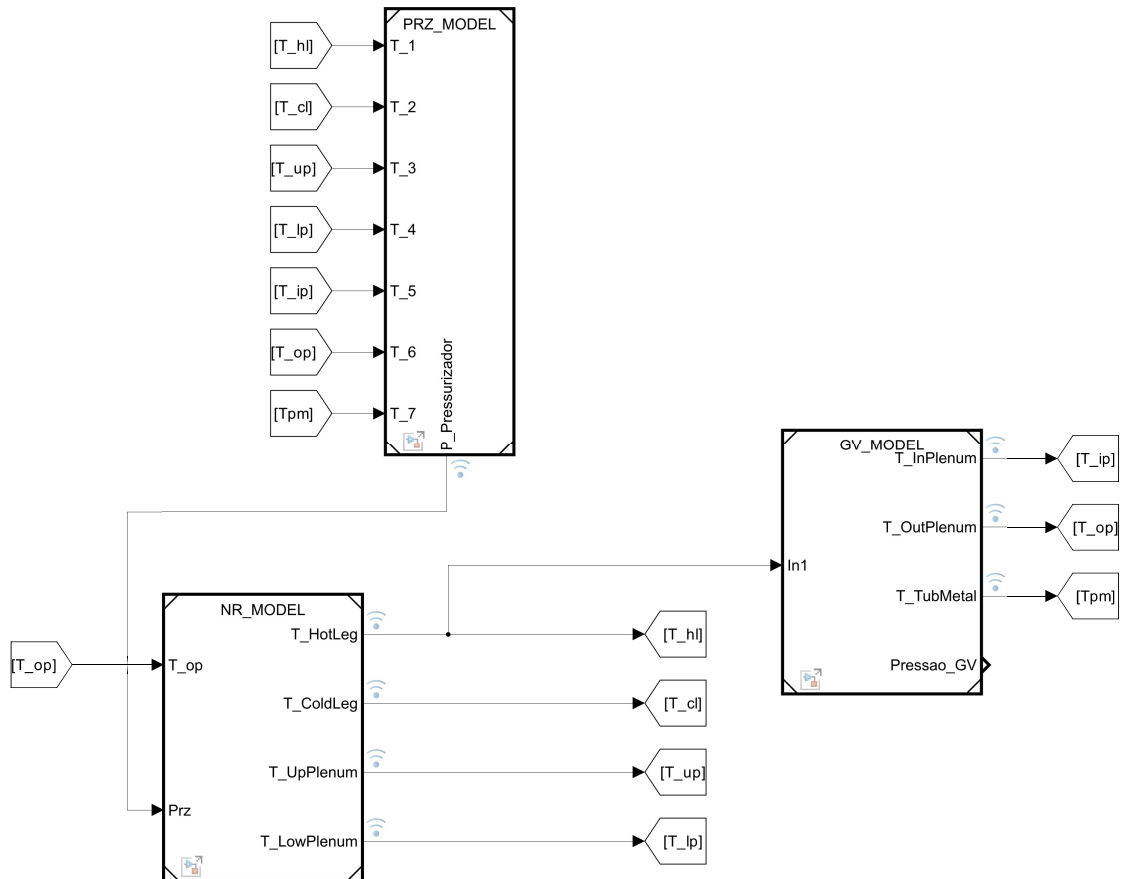
Tabela A.3 - Parâmetros utilizados no modelo do gerador de vapor.

Simbolo	Descrição	Valor	Unidade
ρ_w	Densidade do líquido de refrigeração	832	kg/m ³
W_c	Fluxo mássico do refrigerante no circuito primário	17230	kg/s
V_{ip}	Volume da entrada do gerador de vapor	6,8	m ³
V_{op}	Volume da saída do gerador de vapor	6,6	m ³
V_{SGT}	Volume de água nos tubos do gerador de vapor	25,4	m ³
C_{p_c}	Calor específico do refrigerante	5,88	kJ/°C kg
$h_{conv,pm}$	Coefficiente de transferência de calor do refrigerante primário aos tubos	12,018	kW/m ² °C
k_m	Condutividade térmica do metal	0,54	kJ/kg °C
A_{pm}	Área interna dos tubos	4811	m ²
m_m	Massa dos tubos de metal	50200	kg
m_{sw}	Massa de água no secundário	18983	kg
m_{ss}	Massa de vapor no secundário	584,8	kg
p_{s0}	Pressão inicial do vapor	69,43	kPa
T_{FW}	Temperatura da água de alimentação	89,72	°C
C_L	Coefficiente da válvula de vapor	1300	kg/s kPa
v_{fg}	Volume específico de vaporização da água no secundário	0,03117	m ³ /kg
h_g	Entalpia específica do vapor saturado	2780	kJ/kg
h_{fg}	Entalpia específica de vaporização da água no secundário	2283	kJ/kg
C_{p_2}	Calor específico no secundário	4,91	kJ/°C kg
W_{s0}	Vazão inicial do vapor no gerador de vapor	544,75	kg/s
$\partial T_{sat}/\partial p$	Taxa de variação da temperatura de saturação com relação à pressão do gerador de vapor	0,0112	°C/kPa
$\partial h_f/\partial p$	Taxa de variação da entalpia específica de líquido saturado em função da pressão	0,057154	kJ/kg kPa
$\partial h_g/\partial p$	Taxa de variação da entalpia específica do vapor saturado em função da pressão	-0,119	kJ/kg kPa
$\partial v_g/\partial p$	Taxa de variação do volume específico do vapor saturado em função da pressão	-8,16e ⁻⁹	m ³ /kg kPa

Fonte: Feito pelo autor.

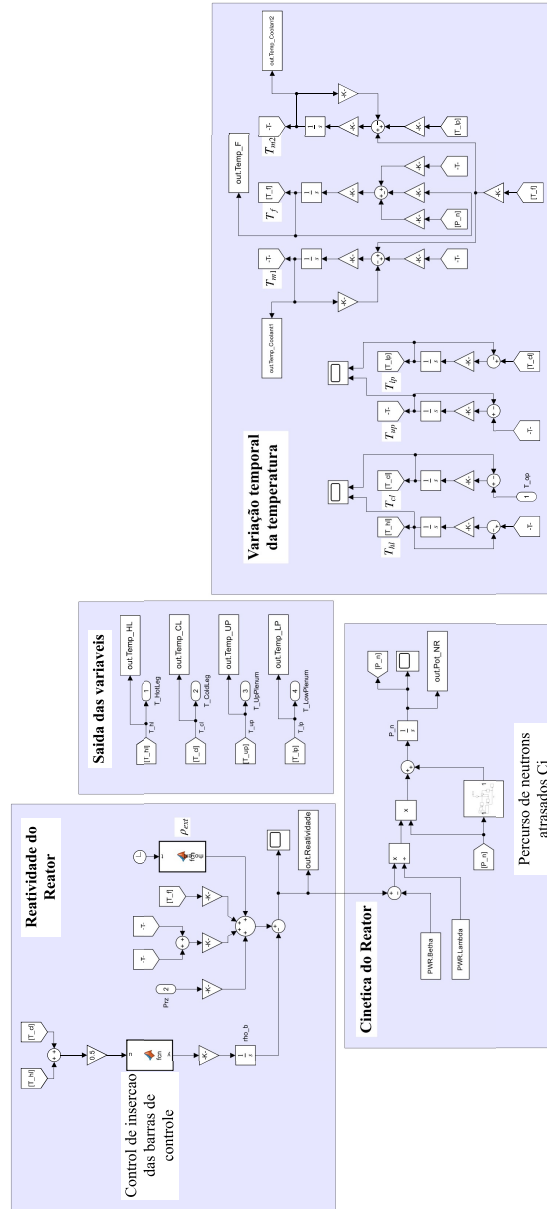
APÊNDICE B – DIAGRAMAS DOS MODELOS IMPLEMENTADOS EM SIMULINK®

Figura B.1 - Estrutura do modelo do circuito primário desenvolvida no Simulink®.



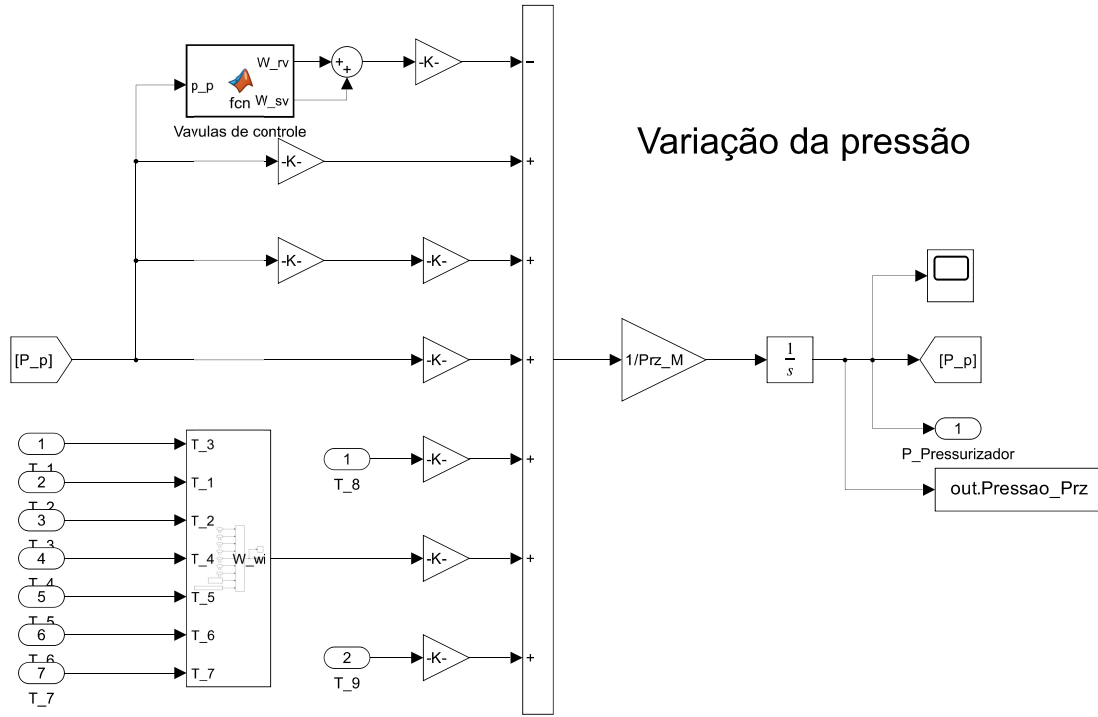
Fonte: Feito pelo autor.

Figura B.2 - Estrutura do modelo do reator nuclear desenvolvida no Simulink®.



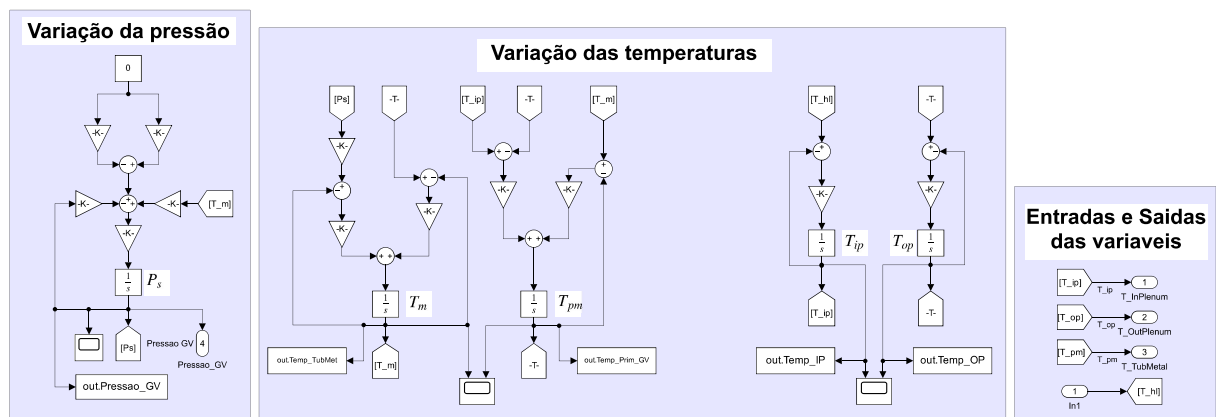
Fonte: Feito pelo autor.

Figura B.3 - Estrutura do modelo do pressurizador desenvolvida no Simulink®.



Fonte: Feito pelo autor.

Figura B.4 - Estrutura do modelo do gerador de vapor desenvolvida no Simulink®.



Fonte: Feito pelo autor.