



UNIVERSIDADE ESTADUAL PAULISTA
"JÚLIO DE MESQUITA FILHO"
Faculdade de Engenharia e Ciências
Câmpus de Rosana

Matheus Barros Micelli

Análise sobre a dinâmica e controle de um reator nuclear pressurized water reator (PWR)

Rosana

2024

Matheus Barros Micelli

Análise sobre a dinâmica e controle de um reator nuclear pressurized water reator (PWR)

Trabalho de Conclusão de Curso apresentado ao Curso de Engenharia de Energia da Faculdade de Engenharia e Ciências - Câmpus de Rosana, Universidade Estadual Paulista "Júlio de Mesquita Filho", como parte dos requisitos para obtenção do grau de Bacharel em Engenharia de Energia.

Orientador(a): Prof. Dr. Cláudio de Conti

Rosana - SP

2024

M619a Micelli, Matheus Barros
Análise sobre a dinâmica e controle de um reator nuclear
pressurized water reator (PWR) / Matheus Barros Micelli. -- Rosana,
2024
47 p. : il., tabs.

Trabalho de conclusão de curso (Bacharelado - Engenharia de
Energia) - Universidade Estadual Paulista (UNESP), Faculdade de
Engenharia e Ciências, Rosana
Orientador: Cláudio De Conti

1. Energia. 2. Energia nuclear. 3. Reatores nucleares. 4. Pressurized
water reactors. I. Título.

Sistema de geração automática de fichas catalográficas da Unesp. Biblioteca da Universidade
Estadual Paulista (UNESP), Faculdade de Engenharia e Ciências, Rosana. Dados fornecidos pelo
autor(a).

Essa ficha não pode ser modificada.



UNIVERSIDADE ESTADUAL PAULISTA
"JÚLIO DE MESQUITA FILHO"
Faculdade de Engenharia e Ciências
Câmpus de Rosana



UNIVERSIDADE ESTADUAL PAULISTA "JÚLIO DE MESQUITA FILHO"

Faculdade de Engenharia e Ciências (FEC) – Campus de Rosana

Matheus Barros Micelli

Análise sobre a dinâmica e controle de um reator nuclear pressurized water reator (PWR)

Trabalho de Conclusão de Curso apresentado ao Curso de Engenharia de Energia da Faculdade de Engenharia e Ciências - Câmpus de Rosana, Universidade Estadual Paulista "Júlio de Mesquita Filho", como parte dos requisitos para obtenção do grau de Bacharel em Engenharia de Energia.

Rosana, 27/06/2024.

Componentes da Banca Examinadora:

Prof. Dr. Cláudio De Conti
Orientador/UNESP-Rosana

Prof. Dr. Leandro Ferreira Pinto
UNESP-Rosana

Prof. Dr. Leonardo Henrique Faria Macedo Possagnolo
UNESP-Rosana



UNIVERSIDADE ESTADUAL PAULISTA
"JÚLIO DE MESQUITA FILHO"
Faculdade de Engenharia e Ciências
Câmpus de Rosana

Dedico este trabalho a memória de meu avô, Osmar Barros.

AGRADECIMENTOS

Agradeço primeiramente aos meus pais, Márcio e Mara, que estiveram comigo durante toda a minha vida e principalmente nos momentos de maiores dificuldades, sempre me apoiando e me orientando e dividindo todos os momentos que tive e tenho na vida. Agradeço eternamente, ao meu maior ídolo, meu avô, Osmar Barros, que infelizmente não pôde estar conosco para ficar vivenciar mais uma felicidade, a qual ele sempre me proporcionou. Ao meu irmão, Marco Aurélio, se não fosse pelos incentivos dele durante meu período de vestibulando, que foi um pouco complicado para mim, e pelos livros de divulgação científica que ele me deu, talvez eu não teria a paixão pela física e engenharia, na qual eu tenho hoje. Lembrar da Jéssica, minha cunhada, que desde o cursinho esteve me apoiando e me animando para que eu realizasse meus sonhos. Também agradecer minha namorada, Bárbara, que apareceu na minha vida forma inesperada e vibrante, sempre me apoiando e vivenciando momentos importantes comigo.

Aos meus amigos, que vivenciaram meu período universitário, meus agradecimentos especiais para o Leandro Baffi, Gustavo Sandro, Amanda Florio, Mariana Valentim, Felipe Cardoso, Amanda Midori e outros também não citados, mas que também vivenciei bons momentos. Não esquecendo de todo mundo que morou comigo na República Toca do Coyote, Heitor Plazas, meu padrinho de vida universitária, João Guilherme, Leonardo Alves, Emanuel Zinza, Victoria Mamede e Lígia Bueno.

Agradeço intensamente a todos os funcionários da instituição, desde os seguranças, técnicos, servidores, que engrandecem esta faculdade. Mas também, especialmente ao meu orientador, Cláudio de Conti, que desde o meu segundo semestre, me trabalha me orientando e se esforçando para meu crescimento pessoal e profissional. E deixar carinhos especiais para o grupo Biojoule e para a professora Andrea de Conti, que também vivenciou esse período.

E por fim, gostaria de agradecer aos meus professores de ensino fundamental, Daniel e Adriana, que por mais das minhas dificuldades na época, sempre procuraram me ajudar como exímios docentes. Além deles, ao meu professor de tênis, Reinaldo Faria, que ajudou a desenvolver minhas atitudes éticas e morais e mostrando a ideia do nunca desistir.

E obrigado a Unesp, a universidade que sonhava cursar e vivenciar, que me abriu caminhos e lembranças, que eu apenas sonhava, mas não acreditava que um dia seria possível, obrigado!



UNIVERSIDADE ESTADUAL PAULISTA
"JÚLIO DE MESQUITA FILHO"
Faculdade de Engenharia e Ciências
Câmpus de Rosana

"Os ideais que iluminaram o meu caminho são a bondade,
a beleza e a verdade."

Albert Einstein

RESUMO

A preocupação com o avanço das mudanças climáticas traz o uso da energia nuclear como uma alternativa às tecnologias de conversões energéticas de utilização de combustíveis fósseis. Para que um reator nuclear produza energia com segurança é necessário que seu controle funcione adequadamente para inclusive evitar acidentes nucleares. Assim, o presente trabalho realiza um estudo que modela um reator do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR) através da dinâmica de reatores, a fim de entender como os efeitos termodinâmicos influenciam a reatividade de um reator nuclear, que por sua vez, afeta diretamente a densidade de nêutrons (potência do reator). Além disso, é modelado o efeito da reatividade externa, que simula o comportamento da reatividade quando as hastes de controle atuam a fim de controlar a reação em cadeia. Como forma de avaliação da estabilidade do reator nuclear, utiliza-se o diagrama de Bode em duas análises: uma com efeitos dos *feedbacks* e a outra sem os efeitos dos *feedbacks*. Observa-se uma margem de ganho de cerca de 23,6560dB na frequência de 14,9211Hz, mostrando que a estabilidade desse reator é garantida através dos *feedbacks* mostrando que o sistema possui uma grande capacidade de se tolerar a variações e incertezas, uma vez que a margem de ganho encontrada é positiva. A margem de ganho encontrada para o reator sem *feedback* tendeu-se ao infinito, o que mostra uma instabilidade do reator. A simulação encontrou oscilações na densidade de nêutrons e ela pode ser entendida através dos efeitos dinâmicos como forma de controle de um reator nuclear, uma vez que a estabilidade é encontrada devido aos *feedbacks* de temperatura e das hastes de controle.

PALAVRAS-CHAVE: Dinâmica de reatores nucleares. Densidade de nêutrons. PWR. Reatividade. Controle do reator;

ABSTRACT

The concerns about the advance of climate change bring the use of nuclear energy as an alternative to energy conversion technologies using fossil fuels. For a nuclear reactor to operate safely, its control must work properly to avoid nuclear accidents. Thus, the present work carries out a study that models a simple Pressurized Water Reactor (PWR) type reactor through point neutron dynamics, to understand how thermodynamic effects influence the reactivity of a nuclear reactor, which, in turn, affects the neutron density (reactor power) directly. Furthermore, it models the effect of external reactivity, which simulates the behaviour of reactivity when the control rods act to control the chain reaction.

As a way of evaluating the stability of the nuclear reactor, the Bode diagram is used in two analyses: one with feedback effects and the other without feedback effects. A gain margin of around 23.6560dB is observed at a frequency of 14.9211 Hz, showing that the stability of this reactor is guaranteed through feedback, showing that the system has a great capacity to tolerate variations and uncertainties, since the profit margin found is positive. The gain margin found for the reactor without feedback tended to infinity, which shows reactor instability. The simulation found oscillations in neutron density, and this can be understood through the dynamic effects as a form of control of a nuclear reactor, since stability is found due to temperature and control rod feedback.

KEYWORDS: Dynamics of nuclear. Neutron density. PWR. Reactivity. Reactor control.

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 1 – Distribuição da Capacidade de Energia Nuclear nas Regiões Mundiais.....	14
Figura 2 - Oferta Interna de Energia Elétrica por Fonte no Brasil.	15
Figura 3 - Mortes por acidentes relacionadas com energia por unidade de eletricidade.	17
Figura 4 - Diagrama esquemático de reação em cadeia através da fissão nuclear.	18
Figura 5 - Diagrama esquemático de uma usina nuclear geradora de energia elétrica.....	20
Figura 6 - Elemento Combustível.....	22
Figura 7 - Vareta e Elemento Combustível.	22
Figura 8 - Inserção das hastes de controle no reator.....	23
Figura 9 - Diagrama de blocos de um reator com perturbação da reatividade externa <i>pct</i>	32
Figura 10 - Diagrama de blocos simplificado de um reator sujeito a uma perturbação de reatividade externa.....	34
Figura 11 - Densidade de Nêutrons ao longo do tempo.....	38
Figura 12 - Comportamento das temperaturas do combustível e do refrigerante	39
Figura 13 - Comportamento da reatividade do reator ao longo do tempo.	40
Figura 14 - Diagrama de Bode sem Feedback.....	41
Figura 15 - Diagrama de Bode com Feedback.	42



LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Parâmetros adotados para o PWR.	37
Tabela 2 - Valores das constantes de decaimento e fração de nêutrons retardados para o i- ésimo grupo de precursores para a fissão térmica do urânio-235.....	37

Sumário

1.	INTRODUÇÃO	13
1.1	Histórico.....	13
1.2	Objetivos	16
1.3	Justificativa	16
2.	Fundamentação Teórica	18
2.1	A Energia em uma Usina Nuclear	18
2.2	Reator Nuclear do tipo PWR	19
2.3	Estrutura básicas de um reator PWR.....	21
2.4	Equação de Transporte de Boltzmann	23
2.5	Modelo Dinâmico de um Reator Pontual	25
2.6	Reatividade Externa.....	26
2.7	Reator Nuclear em Equilíbrio	27
2.8	Modelo de Dinâmica de Reator Pontual Normalizado	29
2.9	Dinâmica do Reator na Presença de Pequenas Perturbações	30
2.10	Análise no Domínio de Frequência do Modelo de Dinâmica Pontual	31
3	METODOLOGIA	35
3.1	Reator do tipo PWR.....	35
3.2	Modelo para descrever o Reator Nuclear do tipo PWR	35
3.3	Reatividade do reator.....	35
3.4	Simulação Numérica.....	36
3.5	Estabilidade do Reator	36
4	RESULTADOS E DISCUSSÃO.....	36
4.1	Parâmetros do Reator.....	37
4.2	Densidade de nêutrons.....	38
4.3	Influência da reatividade e das temperaturas no reator	39
4.4	Análise do Controle do Reator Nuclear.....	40

4.4.1	Análise sem Feedback	40
4.4.2	Análise com Feedback	41
5	CONCLUSÃO	43
6	REFERÊNCIAS	44

1. INTRODUÇÃO

1.1 Histórico

Energia, água e ar são recursos primordiais para que ocorra a vida humana. Nos povoados originários, não havia custos para a produção energética, visto que ela era oriunda da queima de madeira das florestas, inicialmente, utilizada para calefação e tarefas domésticas. Há indícios de que o fogo era utilizado por hominídeos há mais de 1,9 milhão de anos (Bowman et al., 2009), enquanto no período entre 200 e 50 mil anos atrás, o fogo já era utilizado para o cozimento de refeições (Jacomy, 1990).

Porém, com o passar do tempo, as necessidades energéticas aumentaram a ponto de outras fontes de energia se tornarem imprescindíveis. Na Idade Média, deu-se início ao uso de energias que utilizavam o movimento da água e os ventos, porém, em pouco tempo, estas se mostraram escassas para prover as populações em crescimento, juntamente com o aumento das cidades. Na Inglaterra do século XVIII, enquanto as florestas sofriam com um desmatamento agressivo, oriundo principalmente do corte para a construção de navios, além de seu uso na energia, o carvão era abundante e tinha um custo baixo. Neste cenário, o carvão passou a ser a principal fonte de energia, passando rapidamente à frente da madeira (Jacomy, 1990).

No começo da Era Cristã, o povo árabe já utilizava lâmpadas movidas a óleo, enquanto no século XIII, houve uma indústria primordial de petróleo, durante a pavimentação das ruas de Bagdá, feitas com alcatrão. No mesmo século, Marco Polo relatou sobre campos de petróleo provenientes do Azerbaijão. Porém, apenas no final do século XIX e início do século XX, o petróleo começou a ser utilizado em grandes quantidades, momento este em que a “idade do petróleo” se iniciou (Fleury et al., 2019).

A “idade do petróleo” trouxe consigo um aumento expressivo na emissão de Gases de Efeito Estufa (GEEs) na atmosfera do planeta. Isto porque, com o aumento de atividades nos setores da indústria, da agricultura e dos transportes, aumentou-se também a necessidade de produção de energia, que se dá principalmente pela queima de combustíveis fósseis (petróleo, carvão mineral e gás natural). Essa queima gera uma maior concentração dos GEEs na superfície, e isto gera a manifestação do efeito-estufa, que pode ser explicado como uma espécie de “cobertor” em volta do planeta. Assim, a radiação solar que é refletida em forma de ondas longas pela superfície terrestre, é capturada pelos gases. Esse fenômeno causa a ampliação da temperatura global, e consequentemente, um desequilíbrio ambiental (Hinrichs et al., 2010).

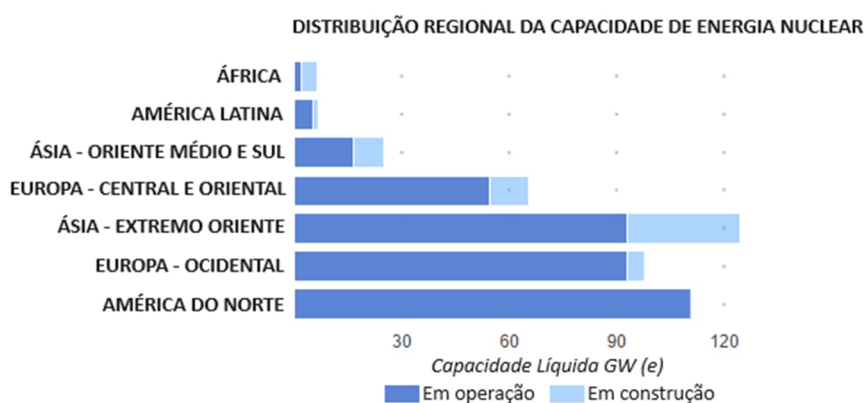
O aumento do efeito-estufa e das mudanças climáticas trouxeram a necessidade da utilização de outras fontes de energia como alternativas menos nocivas ao meio ambiente. Dentro deste cenário, há as usinas nucleares, que podem suprir uma grande quantidade da demanda

energética dos combustíveis fósseis. A tecnologia nuclear foi utilizada pela primeira vez ao longo da 2ª Guerra Mundial e as usinas nucleares ascenderam nos anos de 1950, como forma de continuar utilizando essa tecnologia, mesmo após a Guerra (Marcial, 2006).

Nas projeções apresentadas na *International Energy Outlook* do ano de 2009, realizada em Paris, a estimativa de produção de energia nuclear provavelmente chegará em 3,8 trilhões de kWh em 2030, quando, em 2006, este valor era de aproximadamente 2,7 trilhões de kWh (Agência Internacional de Energia, 2009). O aumento na produção tem várias motivações, que são relacionadas ao aumento de preço dos combustíveis fósseis, à segurança relacionada à produção de energia, e às emissões dos GEEs.

De acordo com a Figura 1, o cenário atual do mundo conta com 416 reatores de energia nuclear em operação, que têm uma capacidade líquida total instalada de 374.671 MW; 25 reatores de energia nuclear em operação suspensa, cuja capacidade líquida total instalada é de 21.228 MW e 59 reatores de energia nuclear em construção, que contam com a capacidade líquida total instalada de 61.637 MW. A energia nuclear produzida em todo o mundo é responsável por 14% do total de energia gerada, e esse valor tende a se tornar ainda maior com a construção de novas usinas, bem como a utilização das que já estão em construção (International Atomic Energy Agency, 2024).

Figura 1 – Distribuição da Capacidade de Energia Nuclear nas Regiões Mundiais.

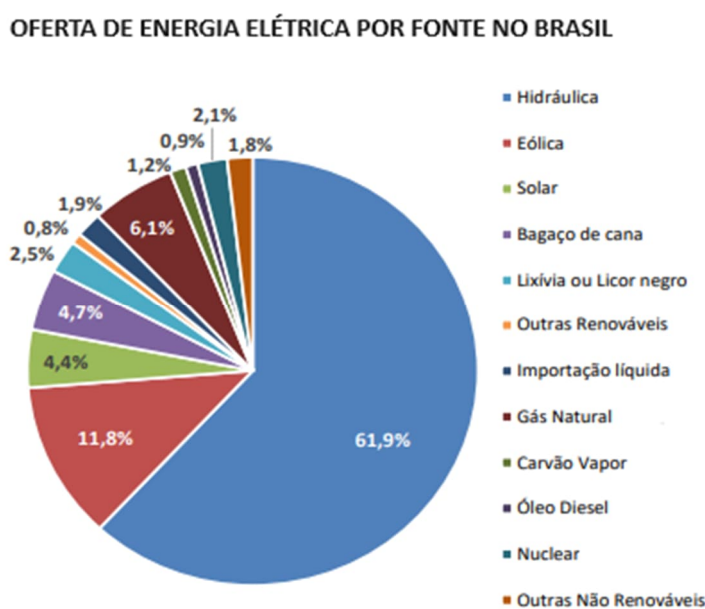


Fonte: Adaptado de IAEA (2024).

Já o cenário energético no Brasil é diferente do restante do mundo. Isto porque, a maior parte da produção energética do país é renovável, liderada principalmente pelas usinas hidrelétricas. Em relação às usinas nucleares, o país conta com duas em funcionamento (Angra I e

Angra II), enquanto Angra III está em construção. Desta forma, participação da energia nuclear no Brasil é de 2,1% (BEN, 2023). A relação da produção brasileira de energia pode ser vista na Figura 2.

Figura 2 - Oferta Interna de Energia Elétrica por Fonte no Brasil.



Fonte: Adaptado de BEN (2023).

Apesar da baixa proporção da fonte nuclear como geradora de eletricidade no Brasil, ela pode ser entendida como uma alternativa de combate ao agravamento das mudanças climáticas. Porém com a preocupação da sociedade aos riscos de acidentes de maneira equivocada, essa tecnologia é colocada em dúvida para a produção de energia (Gomes, 2023).

O entendimento da segurança dos reatores está relacionado com o fluxo de nêutrons, que pode ser descrita através do modelo da cinética de reator pontual, que prevê as mudanças na população dos nêutrons no reator. As variações do fluxo de nêutrons acontecem pelo fato da reatividade do reator sofrer variações ao longo do tempo (Parreira, 2021).

O estudo dinâmico de reatores nucleares é uma evolução ao modelo cinético como forma de se controlar um reator nuclear. Ele realiza a análise de respostas do reator a perturbações nas mudanças de temperatura do combustível, do moderador e do refrigerante, que por sua vez, criam variações na reatividade (Parreira, 2021). Assim, através desse modelo pode ser possível controlar as mudanças de temperatura do reator e a reatividade, como maneira de produzir energia de maneira segura e eficaz (Gomes, 2023).

1.2 Objetivos

O objetivo geral deste trabalho é estudar, modelar e simular um reator nuclear do tipo PWR, através de simulações numéricas, a fim de compreender a dinâmica de reatores nucleares e sua estabilidade.

Os objetivos específicos são:

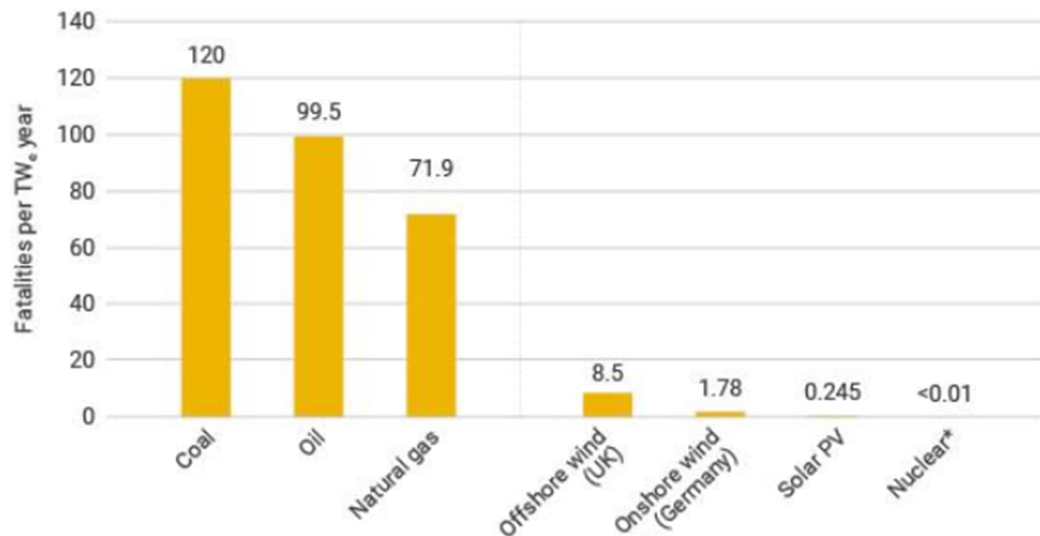
- Modelar um reator simples do tipo PWR através das equações cinéticas e dinâmica de um reator nuclear pontual;
- Analisar o comportamento da densidade de nêutrons no reator;
- Analisar o comportamento da reatividade devido as hastes de controle;
- Analisar a estabilidade do reator através do diagrama de Bode.

1.3 Justificativa

Os reatores nucleares ainda são associados a eventos trágicos, devido principalmente aos acidentes nucleares, sendo o de Chernobyl o mais grave da história nuclear. Isso causou uma forte desconfiança da sociedade aos investimentos a essa tecnologia, uma vez que houve mortes relacionadas aos acidentes (Van Dam, 1992). Porém, é importante ressaltar que ao longo dos anos, a segurança dos reatores nucleares foi aprimorada e em relação entendimento das causas dos acidentes (Gomes, 2023).

Segundo dados de 2022 da organização Word Nuclear Association, a fonte nuclear é a mais segura para a produção de eletricidade aos países membros da Organização para Cooperação e Desenvolvimento Econômico (OCDE). Além disso, se destaca a enorme diferença de mortes entre as fontes de combustíveis fósseis e a fonte nuclear na comparação em usinas termelétricas, como é mostrado pela Figura 3.

Figura 3 - Mortes por acidentes relacionadas com energia por unidade de eletricidade.



Fonte: World Nuclear Association (2022).

Portanto, a justificativa principal para realização desse estudo é contribuir para o desenvolvimento de informações técnicas que evidenciem que um reator nuclear PWR possui sistemas de proteção e controle para garantir com eficácia sua segurança. Essa análise é importante, uma vez que os reatores nucleares PWR podem ser uma alternativa para o combate as mudanças climáticas severas ocorrentes no século XXI, uma vez que se trata da única fonte limpa não intermitente, capaz de gerar uma quantidade de energia muito grande a partir de uma planta consideravelmente pequena e uma quantidade de combustível muito pequena.

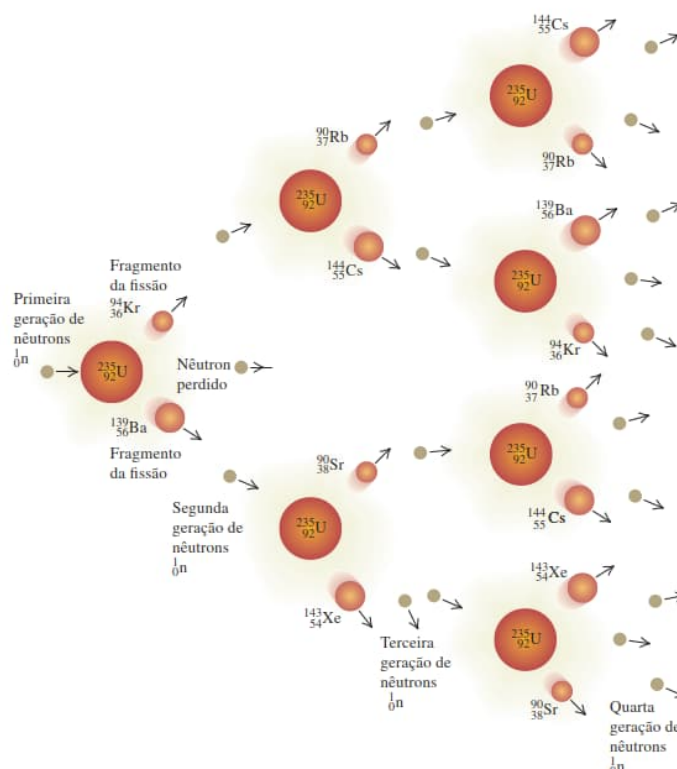
2. Fundamentação Teórica

2.1 A Energia em uma Usina Nuclear

A energia em uma usina nuclear é gerada a partir de um reator nuclear. Este se trata de um sistema que controla as reações em cadeias, e consequentemente, produz energia. A energia nuclear é produzida através da reação em cadeia de reações de fissão nuclear. A Figura 4, apresentada abaixo, mostra esse processo. Nele acontece a reação de fissão nuclear, que é um processo nuclear onde um núcleo físsil ou fissionável ao ser bombardeado por um feixe de nêutrons, se divide em dois fragmentos de massas comparáveis com a emissão de dois a três nêutrons e uma quantidade de energia (200 MeV) (Sears et. Al, 2016).

Os nêutrons emitidos através da reação de fissão induzem fissões em outros núcleos físeis e assim por diante, mostrando um processo autossustentável, ou seja, não é necessário fontes externas para mantê-lo operando (Lamarsh, 2001).

Figura 4 - Diagrama esquemático de reação em cadeia através da fissão nuclear.



Fonte: Sears et al. (2016).

Desta forma é possível quantificar a reação em cadeia através do fator de multiplicação k definido na equação (1) (Lamarsh, 2001):

$$k = \frac{\text{números de fissões em uma geração}}{\text{número de fissões na geração anterior}} \quad (1)$$

- Se $k > 1$, o número de fissões aumenta de geração a geração, logo a energia liberada pela reação em cadeia aumenta com o tempo. Nesse caso é denominado que a reação é supercrítica.
- $k < 1$, o número de fissões diminui com o tempo, logo a energia liberada pela reação em cadeia diminui com o tempo. Nesse caso é denominado que a reação é subcrítica.
- $k = 1$, o número de fissões é constante no tempo, logo a energia liberada é estável. Nesse caso é denominado que a reação é crítica.

É entendido que em um reator, o controle é realizado variando a reação em cadeia. O fator de multiplicação está relacionado a reatividade, outra grandeza essencial para quantificar a reação em cadeia. De acordo com Duderstadt and Hamilton (1974), a reatividade é definida da seguinte forma:

$$\rho = \frac{k(t) - 1}{k(t)} \quad (2)$$

Assim como o fator de multiplicação pode-se avaliar a reação em cadeia através da reatividade:

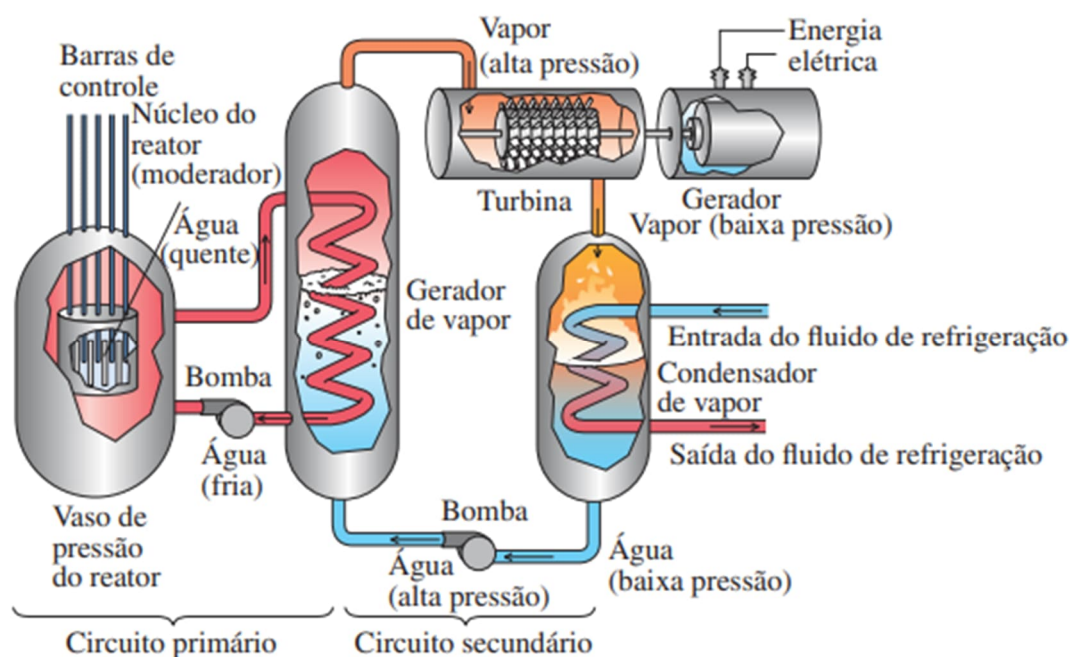
- Se $\rho > 0$, a reação em cadeia é supercrítica, o número de fissões aumenta com o tempo.
- $\rho < 0$, a reação em cadeia é subcrítica, o número de fissões diminui com o tempo.
- $\rho = 0$, a reação em cadeia é crítica, o número de fissões é constante no tempo.

2.2 Reator Nuclear do tipo PWR

As usinas nucleares utilizam os reatores para produzir reações de fissões para produção de vapor. As reações de fissão ocorrem dentro do núcleo do reator e o calor liberado (200 MeV/fissão) aquece um fluido que gera vapor nos geradores de vapor. A combinação de reatores com geradores de vapor é chamada de *nuclear steam supply system* (NSSS), que pode ser traduzido para o português como sistema de fornecimento de vapor nuclear. Esse sistema atua da mesma maneira que a caldeira a vapor em uma instalação convencional de combustíveis fósseis (Lamarsh, 2001).

Ao longo do tempo, diversos tipos de reatores nucleares foram desenvolvidos para produção de vapor, mas o presente trabalho focará no reator de água leve, *Pressurized Water Reactor* (PWR), que é o reator mais utilizado no mundo, inclusive nas usinas nucleares no Brasil (International Atomic Energy Agency, 2024). A Figura 5, apresenta o diagrama esquemático de uma usina nuclear geradora de energia elétrica, que utiliza um reator nuclear PWR.

Figura 5 - Diagrama esquemático de uma usina nuclear geradora de energia elétrica.



Fonte: Sears, et al. (2016).

Nesse tipo de reator, a fissão nuclear ocorre dentro das varetas do elemento combustível, que está inserido dentro do reator nuclear, e tem como objetivo aquecer a água do circuito primário, que não evapora devido a presença de um pressurizador. O gerador de vapor fará a função de um trocador de calor entre a água do circuito primário e a água do circuito secundário, sendo que elas não entram em contato. Devido, a essa troca de calor, a água do circuito secundário transforma-se em vapor, a fim de movimentar a turbina que está acoplada a um gerador elétrico. Após o vapor passar pela turbina, ele flui pelo condensador, que se refrigera através da água do mar, água esta que é fornecida ao sistema por outro circuito independente (Rezende, 2023).

2.3 Estrutura básicas de um reator PWR

Os reatores nucleares térmicos possuem uma estrutura básica que é fundamental para o entendimento desse estudo, e essa estrutura é dividida em diversos componentes. Porém, para o entendimento do presente estudo, é necessário o conhecimento acerca de: combustível nuclear, moderador de nêutrons, refrigerante e absorvedores de nêutrons (Rezende, 2009).

Para iniciar uma reação de fissão os nêutrons produzidos no reator devem ter uma energia cinética baixa ($\sim$ keV), também chamados de nêutrons térmicos. No entanto, os nêutrons produzidos no reator possuem diferentes energias cinéticas. Para reduzir a energia desses nêutrons e transformá-los em nêutrons térmicos é inserido água no circuito primário de um reator PWR. A água inserida no circuito primário que flui através do reator nuclear é chamada em um PWR de moderador de nêutrons. Ela recebe esse nome devido a sua capacidade de reduzir a energia dos nêutrons rápidos que são produzidos. Nessa reação, se aumenta a probabilidade de ocorrer novas reações, e assim, a reação em cadeia ser sustentável (Rezende, 2009).

O refrigerante é um material de extrema importância, uma vez que possui a finalidade de retirar o calor do vapor obtido após evaporação da água, devido ao calor produzido pela fissão nuclear (Rezende, 2009). Esse material é importante para garantir para o sistema termodinâmico, uma vez que em reatores PWR, o material circula pelo núcleo do reator absorvendo o calor produzido e transferindo-o para o gerador de vapor (Rezende, 2023).

O combustível nuclear é constituído de isótopos físséis, tal como o urânio 235, que será fissionado na reação de fissão nuclear. Esse material está inserido dentro das varetas do elemento combustível (Parreira, 2021). O urânio 235 é o elemento físsil da maioria dos reatores nucleares de fissão.

Os absorvedores de nêutrons, que serão chamados de hastes de controle nesse trabalho, possuem a finalidade de controlar a reação em cadeia, por meio da inserção de materiais no núcleo, capazes de controlar a reatividade do reator (Rezende, 2009). Em reatores, comumente é utilizada uma liga contendo prata, índio ou cádmio (ou carbeto de boro) (Lamarsh, 2001).

A Figura 6 e a Figura 7 mostram uma representação do elemento combustível que pertence ao reator nuclear, além de ser possível visualizar a montagem da vareta inserida no elemento combustível.

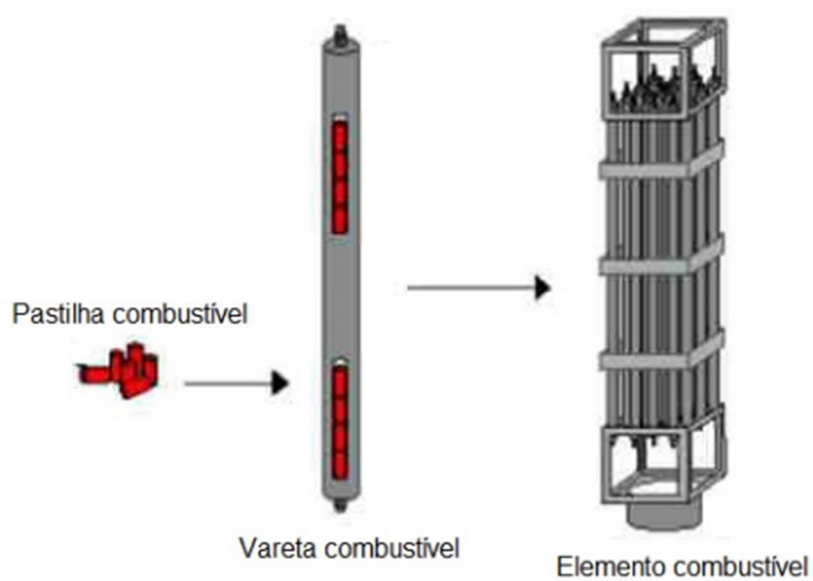
A Figura 8 mostra uma representação das hastes de controle inseridas no reator nuclear.

Figura 6 - Elemento Combustível.



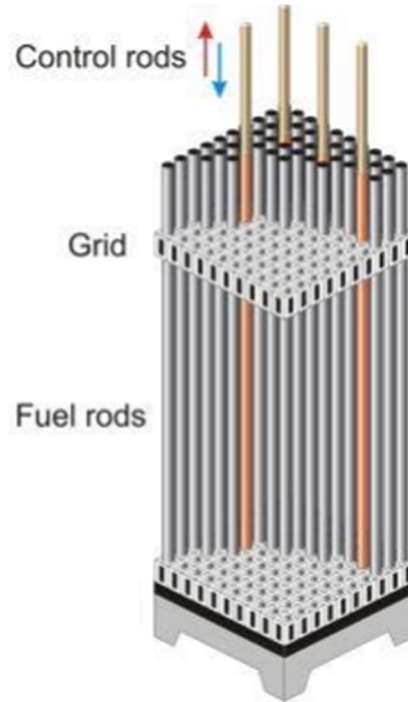
Fonte: Carr et al. (2013).

Figura 7 - Vareta e Elemento Combustível.



Fonte: Souza (2013).

Figura 8 - Inserção das hastes de controle no reator



Fonte: Oludare (2014).

2.4 Equação de Transporte de Boltzmann

A descrição mais precisa do comportamento do nêutron em um reator nuclear quase crítico é dada pela equação de transporte de Boltzmann (ETB) dada por (Zouhuri, 2016):

$$\begin{aligned} \frac{1}{V(E)} \frac{d\phi(r, E, \Omega, t)}{dt} + \Omega \cdot \nabla \phi(r, E, \Omega, t) + \Sigma_t(r, E, t) \phi(r, E, \Omega, t) &= q(r, E, \Omega, t) \\ + \int_{E'} \int_{\Omega'} \Sigma_s(r, E', \Omega' \rightarrow r, \Omega, t) \phi(r, E', \Omega', t) dE' d\Omega' \\ + \chi(E, t) \int_{E'} \int_{\Omega'} \frac{\nu(E')}{4\pi} \Sigma_f(r, E', \Omega', t) \phi(r, E', \Omega', t) dE' d\Omega' \end{aligned} \quad (3)$$

Nessa equação as quantidades envolvidas dependem da posição (r, Ω), energia (E) e do tempo (t). Conforme (Zouhuri, 2016):

- $\phi(r, E, \Omega, t)$ é a densidade de fluxo angular dependente do tempo (o número de nêutrons na posição r , movendo numa direção Ω com energia E em um tempo t ;
- $V(E)$ é a velocidade de nêutrons com energia E ;
- $\Sigma_t(r, E, t)$ é a seção de choque total do material macroscópico para nêutrons de energia E , na posição r em um tempo t ;

- $q(r, E, \Omega, t)$ é a fonte de nêutrons na posição r , energia E , movendo na direção Ω em um tempo t ;
- $\Sigma_s(r, E', \Omega' \rightarrow r, \Omega, t)$ é a seção de choque macroscópica do material de espalhamento na direção Ω' e energia E' para direção Ω e energia E na posição r em um tempo t ;
- $\chi(E, t)$ é o rendimento dependente do tempo t de nêutrons de fissão na energia E .
- $\nu(E')$ é o rendimento total de nêutrons por causa da fissão causada por um nêutron de energia E' ;
- $\Sigma_f(r, E', \Omega', t)$ é a seção de choque de fissão macroscópica para nêutrons de energia E' na posição r , na direção Ω' e em um tempo t ;

De acordo com Zandoná e colaboradores (2020), devido à complexidade de resolução dessa equação, aproximações são utilizadas para obter como o fluxo de nêutrons se comporta em um reator nuclear. As equações da cinética de um reator pontual de nêutrons (ECPN) é uma aproximação da ETB que descreve o comportamento dos nêutrons em um reator nuclear pontual, através da densidade de nêutrons, conforme a equação (3).

A equação (4) descreve a concentração de precursores de nêutrons atrasados, uma vez que os produtos da fissão nuclear decaem devido a emissão de nêutrons, chamados de nêutrons retratados. Além disso, é como forma de se modelar o seu efeito na cinética de nêutrons, é útil agrupar os nêutrons retardados em seis grupos, de acordo com sua meia vida (Silva, 2014).

As ECPN é uma simplificação da equação de transporte, considerando que o reator é um ponto e atribuindo uma distribuição espacial homogênea de nêutrons. Isso ocorre ao integrar as variáveis angulares em que tenha uma dependência temporal da população de nêutrons em um reator (Zohuri, 2016) em que a forma do fluxo de nêutrons e sua distribuição referente a densidade de nêutrons são ignoradas, desta forma, o reator fica reduzido a um ponto.

As equações da cinética pontual de nêutrons são dadas por (Kerlin, Upadhyaya, 2019):

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (3)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (4)$$

onde:

- $n(t)$ é densidade de nêutrons dado em $[cm^{-3}]$;
- ρ é a reatividade do reator, sendo ele um fator adimensional;
- β é a fração de nêutrons atrasados, sendo ele um fator adimensional;
- Λ é o tempo de médio entre a geração dos nêutrons até a sua absorção dado em $[s]$;
- λ_i são as constantes de decaimentos para o grupo i de precursores dado em $[s^{-1}]$ e $i = 1, \dots, 6$;
- C_i é a concentração de precursores de nêutrons atrasados para o grupo i de precursores, dado em $[cm^{-3}]$, e $i = 1, \dots, 6$;
- β_i são as frações de nêutrons atrasados para o grupo i de precursores, sendo eles fatores adimensionais, e $i = 1, \dots, 6$.

2.5 Modelo Dinâmico de um Reator Pontual

Nesta seção são mostradas as expressões para descrever a dinâmica de reatores nucleares aplicadas a um *Pressure Water Reactor* (PWR) que foram utilizadas para a modelagem do reator. Este modelo é construído com as equações da cinética pontual de nêutrons e efeitos termodinâmicos no reator. Além disso serão mostradas as equações adotadas para verificar a estabilidade do reator com base no diagrama de Bode através das funções transferências.

A descrição do modelo de dinâmica de um reator pontual consiste nas equações da cinética pontual de nêutrons, equações (3) e (4), relacionadas com um sistema de equações com os parâmetros não nucleares do reator (termo hidráulico). A reatividade do reator $\rho(t)$ é afetada por efeitos nucleares, como as hastes de controle e efeitos não nucleares, como a temperatura. Esse efeito pode ser visualizado matematicamente através das equações (5), (6) e (7) (Anglart, 2011):

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_c(t) + \alpha_C T_C + \alpha_F T_F \quad (5)$$

$$\frac{dT_C}{dt} = a_C n - \gamma_C T_C \quad (6)$$

$$\frac{dT_F}{dt} = \alpha_F n - \gamma_F T_F \quad (7)$$

onde

- ρ_0 é a reatividade inicial do sistema;
- $\rho_c(t)$ é a reatividade externa do sistema (hastes de controle);
- α_c é o coeficiente de reatividade Doppler do refrigerante dado em $[1/K]$;
- α_F o coeficiente de reatividade Doppler do combustível dado em $[1/K]$;
- T_c é a temperatura do refrigerante dado em $[K]$;
- T_F é a temperatura do combustível dado em $[K]$;
- γ_c é a taxa de resfriamento do refrigerante $[s^{-1}]$;
- γ_F é a taxa de resfriamento do combustível $[s^{-1}]$.

2.6 Reatividade Externa

De acordo com Khoshahval et al (2015), a reatividade devida às hastes de controle $\rho_c(t)$ é dada pelas equações (8) e (9):

$$\rho_c(t) = G_r x \quad (8)$$

$$x = x_0 + vt \quad (9)$$

A equação (9) descreve o comportamento da variação de entrada e saída das hastes de controle ao ser inserida no reator. Como se observa, esse comportamento é descrito através do movimento retilíneo e uniforme.

onde

- G_r é o coeficiente de reatividade dado em $[1/m]$;
- x é a posição final da haste de controle dado em m ;
- x_0 é a posição inicial da haste de controle dado em m ;
- v é a velocidade da haste de controle dado em $[m/s]$.

Para realizar um modelo mais preciso da transferência de calor entre o líquido refrigerante e o líquido combustível, utiliza-se a equação de resfriamento de Newton, portanto o balanço térmico do combustível pode ser escrito da seguinte forma, como demonstrado pela equação (10) (Anglart, 2011):

$$m_F c_{pF} \frac{dT_F}{dt} = a_F n - h(T_F - T_C) \quad (10)$$

A equação correspondente ao balanço do refrigerante é:

$$m_C c_{pC} \frac{dT_C}{dt} = h(T_F - T_C) - W_C c_{pC} (T_{cex} - T_{cin}) \quad (11)$$

onde

- m_F é a massa de combustível no núcleo dado em $[kg]$;
- m_C é a massa de refrigerante no núcleo dado em $[kg]$;
- c_{pC} é o calor específico do refrigerante dado em $[J/kg.K]$;
- c_{pF} é o calor específico do combustível dado em $[J/kg.K]$;
- h é o coeficiente de transferência de calor entre combustível e refrigerante dado em $[W/m^2.K]$;
- W_C é fluxo de massa do refrigerante dado em $\left[\frac{kg}{s}\right]$;
- T_{cex} é a temperatura de saída do refrigerante dado em $[K]$;
- T_{cin} é a temperatura de entrada do refrigerante dado em $[K]$.

Assumindo que:

$$T_C = \frac{T_{cex} + T_{cin}}{2} \quad (12)$$

Para resolver as equações de dinâmica pontual é necessário especificar as condições iniciais. Para tanto, será determinada a condição de equilíbrio do reator (Anglart, 2011).

2.7 Reator Nuclear em Equilíbrio

Quando as derivadas do tempo são iguais a zero e a reatividade for constante, o estado de equilíbrio de um reator nuclear é encontrado. Portanto as equações (3) a (5) podem ser levam as seguintes equações (Anglart, 2011):

$$\frac{\rho - \beta}{\Lambda} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i = 0 \quad (13)$$

$$\frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i = 0 \quad (14)$$

$$a_F n - h(T_F - T_C) = 0 \quad (15)$$

$$h(T_F - T_C) - W_c c_{pC} (T_{cex} - T_{cin}) = 0 \quad (16)$$

$$\rho(t) = \rho_0 + \alpha_C T_C + \alpha_F T_F \quad (17)$$

Para o reator em equilíbrio pode-se considerar duas situações: (a) reator desligado, “shutdown”, e (b) reator em funcionamento (Anglart, 2011).

(a) **Reator Shutdown (equilíbrio):**

Se $n(t) = 0$, $C_i(t) = 0$ e $T_F = T_C$

(b) **Reator em funcionamento (equilíbrio)**

Se $n(t) \neq 0$, $\rho(t) = 0$

Para a situação (b) tem-se as seguintes equações:

(18)

$$C_{i,e} = \frac{\beta_i}{\lambda_i \Lambda} n_e$$

(19)

$$a_F n_e - h(T_{F,e} - T_{C,e}) = 0$$

$$h(T_{F,e} - T_{C,e}) - W_{c,e} c_{pC} (T_{C,e} - T_{cin,e}) = 0 \quad (20)$$

$$\rho(t) = \rho_0 + \alpha_C T_{C,e} + \alpha_F T_{F,e} \quad (21)$$

Portanto, na condição de equilíbrio a solução do sistema de equações produz:

$$n_e = - \frac{\rho_0 + (\alpha_C + \alpha_F) T_{cin,e}}{a_F \left[\frac{1}{W_{c,e} c_{pC}} (\alpha_C + \alpha_F) + \frac{\alpha_F}{h} \right]} \quad (22)$$

$$T_{F,e} = T_{Cin,e} + \frac{1}{W_{c,e}c_{pC}} + \frac{1}{h}) a_F n_e \quad (23)$$

$$T_{C,e} = T_{Cin,e} + \frac{a_F n_e}{W_{c,e}c_{pC}} \quad (24)$$

As equações acima descrevem o comportamento dinâmico de um reator nuclear do tipo PWR na condição de estado estacionário.

2.8 Modelo de Dinâmica de Reator Pontual Normalizado

Normalizando a densidade de nêutrons $n(t)$ com a densidade de equilíbrio n_e (Anglart, 2011):

$$x = \frac{n - n_e}{n_e} \quad (25)$$

Normalizando a concentração de precursores $C_i(t)$ com a concentração de precursores de equilíbrio $C_{i,e}$.

$$y_i = \frac{C_i - C_{i,e}}{C_{i,e}} \quad (26)$$

Normalizando a temperatura do combustível $T_F(t)$ com a temperatura do combustível de equilíbrio $T_{F,e}$.

$$z_F = \frac{T_F - T_{F,e}}{T_{F,e}} \quad (27)$$

Normalizando a temperatura do refrigerante $T_F(t)$ com a temperatura do refrigerante de equilíbrio $T_{F,e}$.

$$z_C = \frac{T_C - T_{C,e}}{T_{C,e}} \quad (28)$$

Com as variáveis normalizadas introduzidas é possível substituí-las nas equações (3), (4), (5), (10) e (11), chegando as equações (Anglart, 2011):

$$\frac{dx(t)}{dt} = \frac{-\beta}{\Lambda} x(t) + \frac{1}{\Lambda} \sum_{i=1}^6 \beta_i y_i(t) + \frac{\rho}{\Lambda} + \frac{\rho}{\Lambda} x(t) \quad (29)$$

$$\frac{dy_i(t)}{dt} = \lambda_i x(t) - \lambda_i y_i \quad (30)$$

$$\frac{dz_F}{dt} = \frac{a_F n_e}{m_F c_{pF} T_{F,e}} x(t) - \frac{h}{m_F c_{pF}} z_F - \frac{h T_{C,e}}{m_F c_{pF} T_{F,e}} z_C \quad (31)$$

$$\begin{aligned} \frac{dz_C}{dt} = & \frac{h T_{F,e}}{m_C c_{pC} T_{C,e}} z_F - \frac{2c_{pC} W_{C,e} + h}{m_C c_{pC}} z_C + \frac{2W_{C,e} T_{Cin,e}}{m_C T_{C,e}} u \\ & - \frac{2W_{C,e} (T_{C,e} - T_{Cin,e})}{m_C T_{C,e}} w - \frac{2W_{C,e}}{m_C} w \cdot z_C + \frac{2W_{C,e} T_{Cin,e}}{m_C T_{C,e}} u \cdot w \end{aligned} \quad (32)$$

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_c(t) + \alpha_C T_{C,e} z_C + \alpha_F T_{F,e} z_F \quad (33)$$

As variáveis u e w são definidas como funções normalizadas (adimensionais) da temperatura de entrada do refrigerante e da taxa de fluxo mássico de entrada do refrigerante, respectivamente. As funções u e w ao longo do tempo são dadas pelas equações (Anglart, 2011):

$$u = \frac{T_{Cin} - T_{Cin,e}}{T_{Cin,e}} \quad (34)$$

$$w = \frac{W_C - W_{C,e}}{W_{C,e}} \quad (35)$$

O modelo apresentado acima é descrito por um conjunto de equações diferenciais ordinárias não lineares com coeficientes dependentes do tempo, além de representar a reatividade total em uma outra função variável com o tempo (Anglart, 2011).

2.9 Dinâmica do Reator na Presença de Pequenas Perturbações

Os reatores de potência permanecem durante a maior parte de sua vida útil, com um comportamento estável, devido ao seu comportamento nas proximidades de um ponto fixo. Assim, para se obter uma descrição desse modelo, utiliza-se o método de Lyapunov, onde os termos dos produtos $\rho \cdot x$, $u \cdot v$, $w \cdot z_C$ são eliminados. Dessa forma as equações descritas pelo modelo são transformadas em um conjunto de equações lineares com coeficientes constantes, descritas em (36), (37), (38), (39) e (40) (Anglart, 2011),

$$\frac{dx(t)}{dt} = -\frac{\beta}{\Lambda} x(t) + \frac{1}{\Lambda} \sum_{i=1}^6 \beta_i y_i(t) + \frac{\rho}{\Lambda} \quad (36)$$

$$\frac{dy_i(t)}{dt} = \lambda_i x(t) - \lambda_i y_i \quad (37)$$

$$\frac{dz_F}{dt} = \frac{a_F n_e}{m_F c_{pF} T_{F,e}} x(t) - \frac{h}{m_F c_{pF}} z_F - \frac{h T_{C,e}}{m_F c_{pF} T_{F,e}} z_C \quad (38)$$

$$\begin{aligned} \frac{dz_C}{dt} = & \frac{h T_{F,e}}{m_C c_{pC} T_{C,e}} z_F - \frac{2c_{pC} W_{C,e} + h}{m_C c_{pC}} z_C + \frac{2W_{C,e} T_{Cin,e}}{m_C T_{C,e}} u \\ & - \frac{2W_{C,e} (T_{C,e} - T_{Cin,e})}{m_C T_{C,e}} w \end{aligned} \quad (39)$$

$$\rho(t) = \rho_c(t) + \alpha_C T_{C,e} z_C + \alpha_F T_{F,e} z_F \quad (40)$$

2.10 Análise no Domínio de Frequência do Modelo de Dinâmica Pontual

Uma abordagem para o estudo de estabilidade de um reator nuclear é descrever o seu comportamento dinâmico no domínio das frequências (Anglart, 2011). Aplicando a transformada de Laplace nas equações (36) a (40), as seguintes funções de transferências são derivadas:

$$H(s) = \frac{x(s)}{\rho_c(s)} \quad (41)$$

$$L(s) = \frac{x(s)}{u(s)} \quad (42)$$

$$M(s) = \frac{x(s)}{w(s)} \quad (43)$$

$$N(s) = \frac{z_F(s)}{u(s)} \quad (44)$$

As funções de transferência acima descrevem a resposta do reator nuclear devido a várias

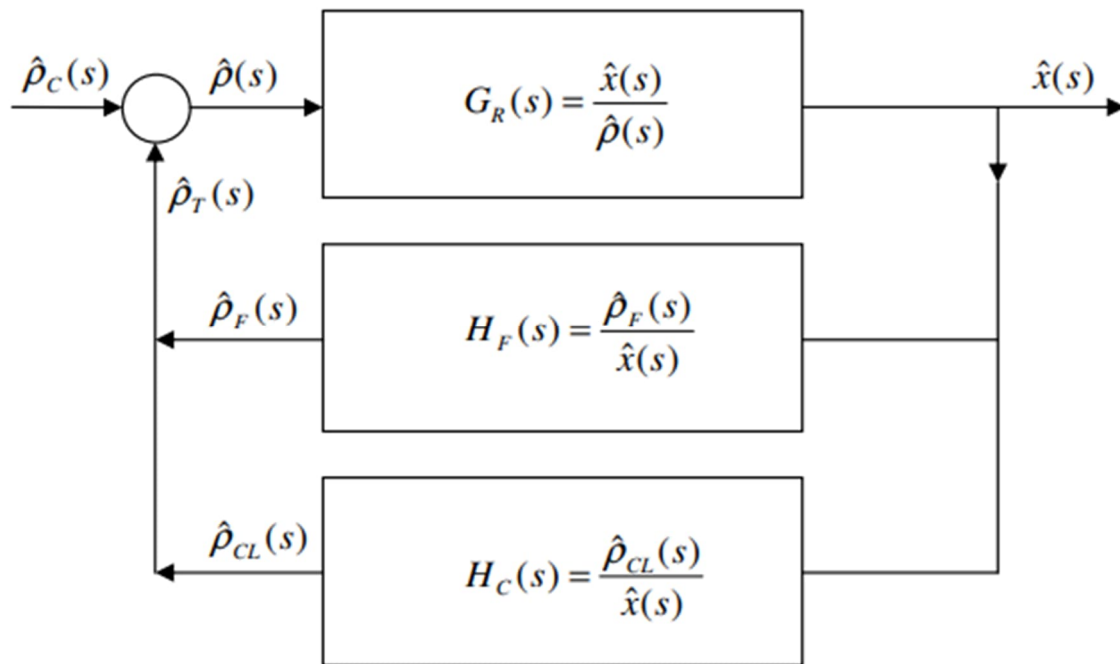
funções de entradas. A função de transferência $H(s)$ descreve a resposta da potência do reator nuclear a uma mudança na reatividade externa (Anglart, 2011).

A função transferência $L(s)$, $M(s)$ e $N(s)$, descrevem as funções transferências de respostas para entrada de temperatura do refrigerante, para entrada do fluxo mássico do refrigerante e para a resposta para influência da entrada de temperatura do refrigerante na temperatura do combustível.

A Figura 9 mostra o diagrama de blocos do reator nuclear com reatividade externa. A partir desse diagrama é possível obter as funções transferências $G_r(s)$, $H_F(s)$ e $H_C(s)$, que descrevem a resposta do reator nuclear e dos *feedbacks* ou realimentação do combustível e do refrigerante, respectivamente (Anglart, 2011).

No estudo de controle de reatores nucleares, a realimentação devido a reatividade externa, tal como a influência termodinâmica das temperaturas do combustível e refrigerante e influência das hastes de controle, é negativa, uma vez que ela é utilizada para manter a estabilidade e segurança do sistema. (Anglart, 2011).

Figura 9 - Diagrama de blocos de um reator com perturbação da reatividade externa $\rho_c(t)$.



Fonte: Anglart (2011).

A fim de se obter as funções transferências que são mostradas no diagrama de blocos, aplica-se a transformação de Laplace nas equações dinâmicas pontuais para se obter as seguintes funções (Anglart, 2011):

$$sx(s) = \frac{-\beta}{\Lambda} x(s) + \frac{1}{\Lambda} \sum_{i=1}^6 \beta_i y_i(s) + \frac{\rho}{\Lambda} x(s) \quad (1) \quad (45)$$

$$sy(s) = \lambda_i x(s) - \lambda_i y_i(s) \quad (46)$$

$$sz_F(s) = \frac{a_F n_e}{m_F c_{pF} T_{F,e}} x(s) - \frac{h}{m_F c_{pF}} z_F(s) - \frac{h T_{C,e}}{m_F c_{pF} T_{F,e}} z_C(s) \quad (47)$$

$$sz_C(s) = \frac{h T_{F,e}}{m_C c_{pC} T_{C,e}} z_F(s) - \frac{2c_{pC} W_{C,e} + h}{m_C c_{pC}} z_C(s) + \frac{2W_{C,e} T_{Cin,e}}{m_C T_{C,e}} u(s) - \frac{2W_{C,e} (T_{C,e} - T_{Cin,e})}{m_C T_{C,e}} w(s) \quad (48)$$

$$\rho(s) = \rho_c(s) + \alpha_C T_{C,e} z_C(s) + \alpha_F T_{F,e} z_F(s) \quad (49)$$

A função transferência $G_r(s)$ pode ser obtida através das equações (45) e (46), resultando na equação (50) (Anglart, 2011):

$$G_r(s) = \frac{1}{\Lambda s (1 + \frac{1}{\Lambda} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + y_i})} \quad (50)$$

Para desenvolver as funções transferências $\mathbf{H}_F(s)$ e $\mathbf{H}_C(s)$, deve se utilizar as funções de reatividade de combustível, $\rho_F(s)$ e refrigerante, $\rho_C(s)$, tal como é mostrado na Figura 9.

Logo, as reatividades do combustível e do refrigerante podem ser definidas como (Anglart, 2011):

$$\rho_F(s) = \alpha_F T_{F,e} z_F(s) \quad (51)$$

$$\rho_C(s) = \alpha_C T_{C,e} z_C(s) \quad (52)$$

Além disso é necessário desenvolver as funções $z_F(s)$ e $z_C(s)$. Portanto a transformação de Laplace para elas considerando $u(s) = w(s) = 0$ são definidas pelas equações (53) e (54) (Anglart, 2011):

$$z_C(s) = \frac{h T_{F,e}}{T_{C,e} (m_C c_{pC} s + 2c_{pC} W_{C,e} + h)} \quad (53)$$

$$z_F(s) = \frac{\alpha_F n_e}{T_{F,e}(m_F c_{pF} s + h - \frac{h^2}{m_F c_{pF} + 2c_{pC} W_{C,e} + h})} x(s) \quad (54)$$

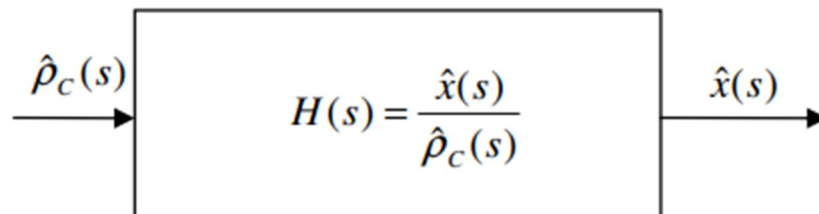
Assim, pode-se deduzir as funções $H_F(s)$ e $H_C(s)$ na forma das equações (55) e (56) (Anglart, 2011):

$$H_C(s) = \frac{\alpha_C h}{\alpha_F (m_C c_{pC} s + 2c_{pC} W_{C,e} + h)} H_F(s) \quad (55)$$

$$H_F(s) = \frac{\alpha_F \alpha_F n_e}{m_F c_{pF} s + h - \frac{h^2}{m_F c_{pF} + 2c_{pC} W_{C,e} + h}} \quad (56)$$

O diagrama de blocos mostrado na Figura 9 pode ser simplificado, resultando na figura 10:

Figura 10 - Diagrama de blocos simplificado de um reator sujeito a uma perturbação de reatividade externa



Fonte: Anglart (2011).

A função de transferência do diagrama de blocos simplificado $H(s)$ pode ser obtida na forma das equações (57) e (58) (Anglart, 2011):

$$H(s) = \frac{x(s)}{\rho_C(s)} \quad (57)$$

$$H(s) = \frac{G_r(s)}{1 - [H_F(s) + H_C(s)] G_r(s)} \quad (58)$$

3 METODOLOGIA

3.1 Reator do tipo PWR

A escolha do reator se deve a alguns critérios avaliados pelo autor. Como a maioria dos reatores nucleares no mundo são do tipo PWR é interessante fazer um estudo em que se avalia esse tipo de reator. Além disso, os reatores nucleares brasileiros, 2 em operação (usinas Angra 1 e Angra 2) e 1 em construção (usina Angra 3), são reatores nucleares do tipo PWR. Além do mais, a escolha se ocorreu devido a facilidade de encontrar dados referentes a eles, uma vez que a maioria dos estudos são referentes a esse tipo de reator.

3.2 Modelo para descrever o Reator Nuclear do tipo PWR

Para realizar a modelagem do reator, inseriu a teoria da dinâmica pontual de nêutrons a qual se compõem das equações da cinética pontual de nêutrons, com aplicações da equação de resfriamento Newton, as quais descrevem as temperaturas do combustível nuclear e do refrigerante. As equações da cinética pontual são necessárias para compreender o comportamento dos nêutrons em um reator nuclear. Portanto, esse conjunto de 7 equações diferenciais acopladas são essencialmente importantes para poder se gerar resultados referentes ao comportamento no tempo densidade de nêutrons em um reator.

As outras duas equações diferenciais descrevem o comportamento termo-hidráulico, as quais considera as variações de temperatura do combustível e do refrigerante, sendo elas necessárias e importantes, uma vez que afetam diretamente o comportamento da reatividade do reator. As equações utilizadas na modelagem são normalizadas a fim de se facilitar a solução numérica. E sua normalização pode ser visualizada na seção 2.3.

3.3 Reatividade do reator

A reatividade do reator é modelada, conforme mostrado na equação (3) e segundo Khoshahval et al. (2015), que demonstra a modelagem da reatividade externa, devido ao acionamento das hastes de controle. Foi utilizado nesse trabalho para reproduzir a reatividade externa, a reatividade linear, que varia com a posição final da haste de controle e da velocidade constante da haste em um movimento retilíneo e uniforme.

Foi adotado para modelagem, um valor de 2,842 para a posição inicial das hastes e 0,02 m/s para velocidade linear.

3.4 Simulação Numérica

As simulações numéricas foram realizadas utilizando o software gratuito de código aberto, Scilab na versão 6.1.1, cuja disponibilidade está referenciada em [6]. Portanto, para resolução das equações diferenciais ordinárias (EDO) foi utilizado a função ‘**ode**’ do próprio scilab, que permite escolher o método numérico que será utilizado para resolver as EDO. Nesse estudo, foi utilizado método de Adams como solucionador das EDOs nas equações da cinética pontual e para as equações de resfriamento de Newton, do reator termo-hidráulico.

3.5 Estabilidade do Reator

A estabilidade do reator PWR será analisada através do diagrama de Bode, que permite visualizar a resposta do sistema às perturbações e sua capacidade de retornar ao estado de equilíbrio, cuja análise é feita com a margem de ganho em dB variando com a frequência em Hz. Essa margem indica quanto o ganho do sistema pode se aumentar antes que o sistema se torne instável, quantificando a estabilidade do reator.

Para se obter a margem de ganho é necessário se obter duas curvas: gráfico da magnitude em dB versus a frequência e o gráfico de fase em graus versus a frequência. Através da curva de fase, localiza-se onde a frequência do sistema seja -180 graus ou 180 graus, conhecida como frequência de cruzamento. Após realizar essa localização, deve se encontrar o valor de magnitude em dB referente a frequência de cruzamento, na curva de magnitude. A margem de ganho será obtida como a diferença entre 0 dB e o valor encontrado na frequência de cruzamento.

Além disso, a fim de compreender e visualizar a importância dos feedbacks do reator para a sua estabilidade será feito uma comparação entre um reator sem feedbacks e um com feedbacks em que será possível analisar as diferenças entre as estabilidades de cada cenário, uma vez que o monitoramento da margem de ganho é fundamental para garantir uma operação segura e estável do PWR.

4 RESULTADOS E DISCUSSÃO

Neste capítulo serão descritos os resultados obtidos para o reator nuclear PWR, conforme as equações mostradas no tópico 3 referente a metodologia. Os resultados são apresentados e discutidos analisando quatro quantidades: a densidade de nêutrons; a reatividade nuclear influenciada por parâmetros nucleares e não nucleares e a influência da temperatura do combustível e do refrigerante para a densidade de nêutrons e apresentar a estabilidade do reator nuclear utilizando o diagrama de bode com margem de ganho em dB e fase.

4.1 Parâmetros do Reator

A seguir é mostrado os parâmetros de entrada para a simulação da dinâmica do PWR. Os dados dos parâmetros nucleares do reator e dos parâmetros termodinâmicos foram retirados da referência Anglart (2011). Os dados das hastes de controle foram extraídos de Khoshahval, Ahdavi (2015). Esses parâmetros estão na Tabela 1 e na Tabela 2.

Tabela 1 - Parâmetros adotados para o PWR.

Parâmetro	Valor
Densidade de nêutrons inicial	1 cm^3
Fração de nêutrons atrasados total	0.006495
Tempo de geração	10^{-3} s
Calor específico do combustível	$200 \text{ J} \cdot \text{K} / \text{kg}$
Calor específico de refrigerante	$4000 \text{ J} \cdot \text{K} / \text{kg}$
Massa do combustível	4000 kg
Massa do refrigerante	700 kg
Temperatura de entrada do refrigerante em equilíbrio	550 K
Fluxo do refrigerante no equilíbrio	$700 \text{ kg} / \text{s}$
Fator de potência para densidade de nêutrons	$7 \times 10^6 \text{ W cm}^{-3} / \text{nêutrons}$
Coeficiente de fluxo de calor entre combustível e refrigerante	$4 \times 10^6 \text{ W} \cdot \text{K} / \text{m}^2$
Coeficiente de reatividade do combustível	$-1 \times 10^{-5} \text{ 1/K}$
Coeficiente de reatividade do refrigerante	$-5 \times 10^{-5} \text{ 1/K}$
Reatividade inicial	0,050
Reatividade da haste de controle	$0,3144 \text{ m}^{-1}$
Comprimento inicial da haste de controle inserida no núcleo	$2,824 \text{ m}$
Velocidade da haste de controle	$0,02 \text{ m/s}$

Fonte: (Anglart, 2011; Khoshahval, Ahdavi, 2015).

Tabela 2 - Valores das constantes de decaimento e fração de nêutrons retardados para o i-ésimo grupo de precursores para a fissão térmica do urânio-235.

$\lambda_i [\text{s}^{-1}]$	β_i
0,0124	0,000215
0,0305	0,00142
0,111	0,00127
0,301	0,00257
1,1	0,00075
3,0	0,00027

Fonte: Anglart (2011).

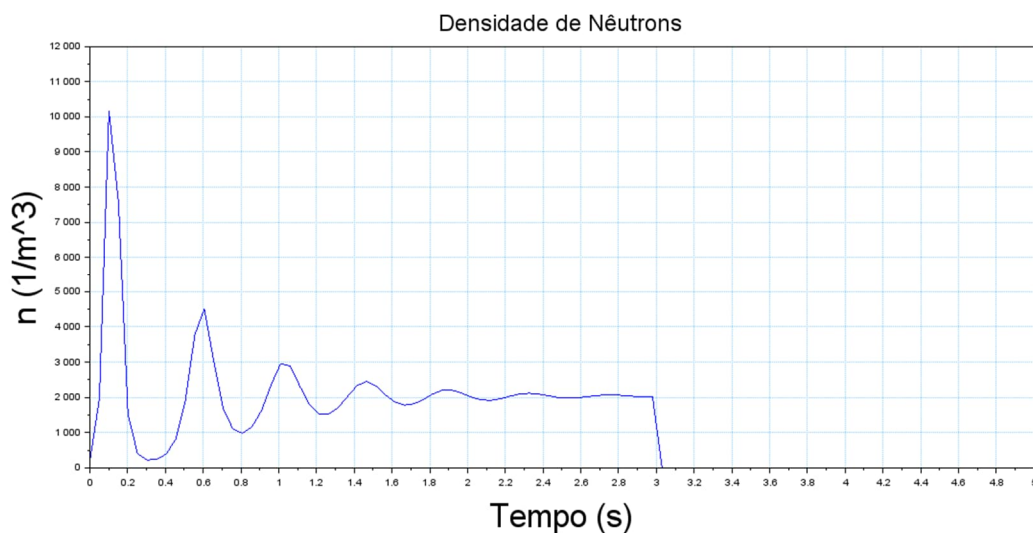
4.2 Densidade de nêutrons

Através da Figura 11 é possível observar a evolução da densidade de nêutrons ao longo do tempo. Inicialmente observamos um aumento abrupto após o reator nuclear ser ligado, o que está relacionado com o aumento da reatividade, devido ao aumento da temperatura do combustível, provocando uma elevação na densidade de nêutrons até cerca de 0,10 segundos.

Posteriormente, há uma variação na densidade de nêutrons, influenciada pela dinâmica térmica do sistema, ou seja, quando a temperatura do refrigerante aumenta, a reatividade diminui, o que ocasiona uma diminuição na densidade de nêutrons, que posteriormente possui uma variação na densidade de nêutrons até 2 segundos, a qual está relacionada com as variações nas temperaturas do combustível e refrigerante, que por sua vez, variam a reatividade do reator.

Em 3 segundos, a reatividade sofre uma grande diminuição, uma vez que as hastes de controle foram acionadas, até o desligamento do reator nuclear, sendo utilizadas como forma de se controlar a reação em cadeia e, portanto, a densidade de nêutrons em um reator, sendo considerada um fator de segurança para os reatores nucleares.

Figura 11 - Densidade de Nêutrons ao longo do tempo.



Fonte: Autor.

Esses eventos mostram como a densidade de nêutrons ou potência do reator, sofre com as variações termodinâmicas do reator, tais como a temperatura do combustível e do refrigerante, que afetam diretamente a reatividade do reator.

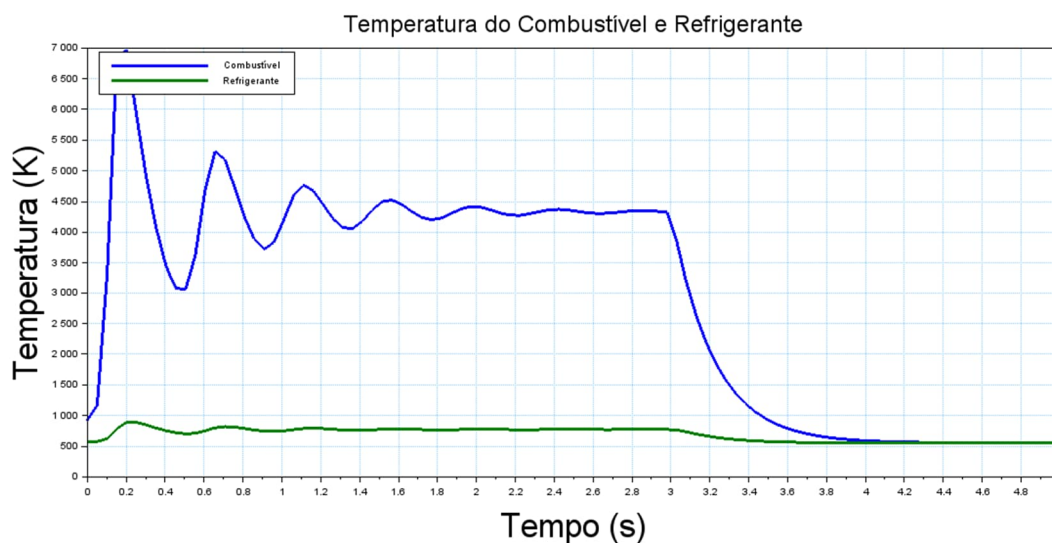
4.3 Influência da reatividade e das temperaturas no reator

A Figura 12 e a Figura 13 mostram o comportamento das temperaturas do combustível, refrigerante, além do comportamento da reatividade do reator PWR, respectivamente.

Quando há um aumento da temperatura do combustível, a reatividade também sofre um aumento. Por outro lado, quando a temperatura do combustível diminui, a reatividade do reator também diminui, ocasionando uma diminuição da potência do reator.

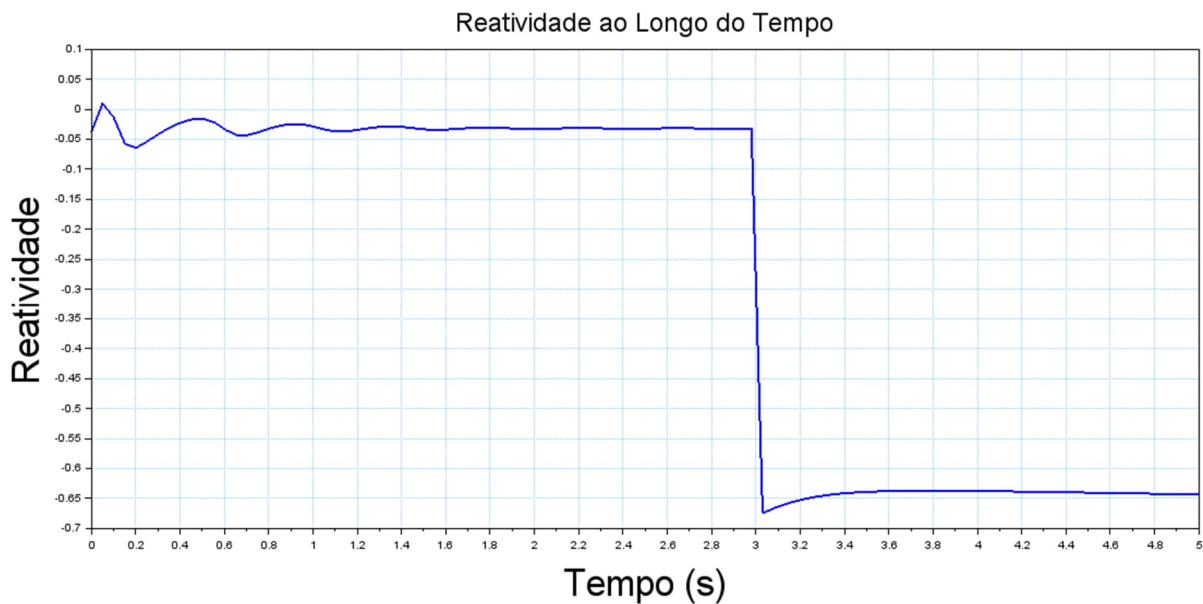
Conforme explicado acima, a reatividade devida as hastes de controle é um importante meio de se controlar a reação em cadeia. Observa-se que após 3 segundos, a temperatura do combustível sofreu uma grande diminuição da temperatura, enquanto, a temperatura do refrigerante, que se manteve constante, levou-se uma grande diminuição na reatividade do reator, devido as interações nucleares das hastes com os nêutrons dentro do reator nuclear, que, portanto, leva a diminuição da potência térmica do reator.

Figura 12 - Comportamento das temperaturas do combustível e do refrigerante



Fonte: Autor.

Figura 13 - Comportamento da reatividade do reator ao longo do tempo.



Fonte: Autor.

4.4 Análise do Controle do Reator Nuclear

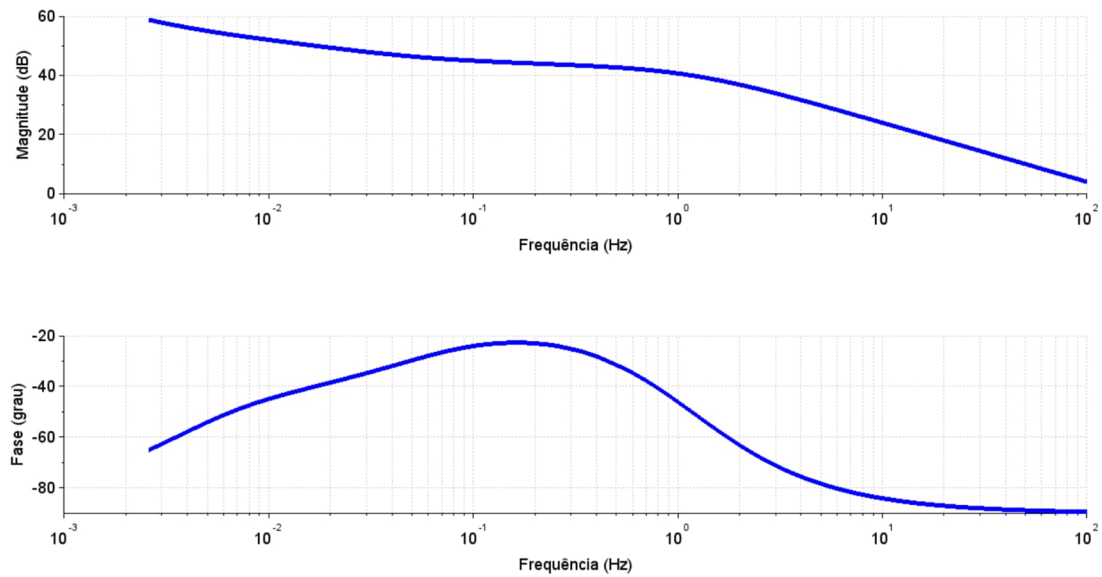
Para encontrar a estabilidade do reator nuclear foi realizado uma análise utilizando o diagrama de Bode através da margem de ganho, e assim evidenciar a importância dos efeitos termodinâmicos como solução de se estabilizar o reator. Essa seção será dividida na análise do reator sem feedback e com feedback.

Uma margem de ganho positiva pode ser interpretada como uma maior robustez e segurança operacional do reator nuclear. Portanto, uma margem de ganho negativa, pode levar a falhas, garantindo uma operação arriscada para um reator nuclear.

4.4.1 Análise sem Feedback

Na Figura 14 é mostrado o diagrama de Bode para o reator PWR sem feedback. Nessa figura observa-se uma instabilidade do reator sem a utilização de feedbacks. Sua margem de ganho tende-se ao infinito e então, o reator não consegue ser capaz de lidar com os aumentos de ganho sem se tornar instável.

Figura 14 - Diagrama de Bode sem Feedback.

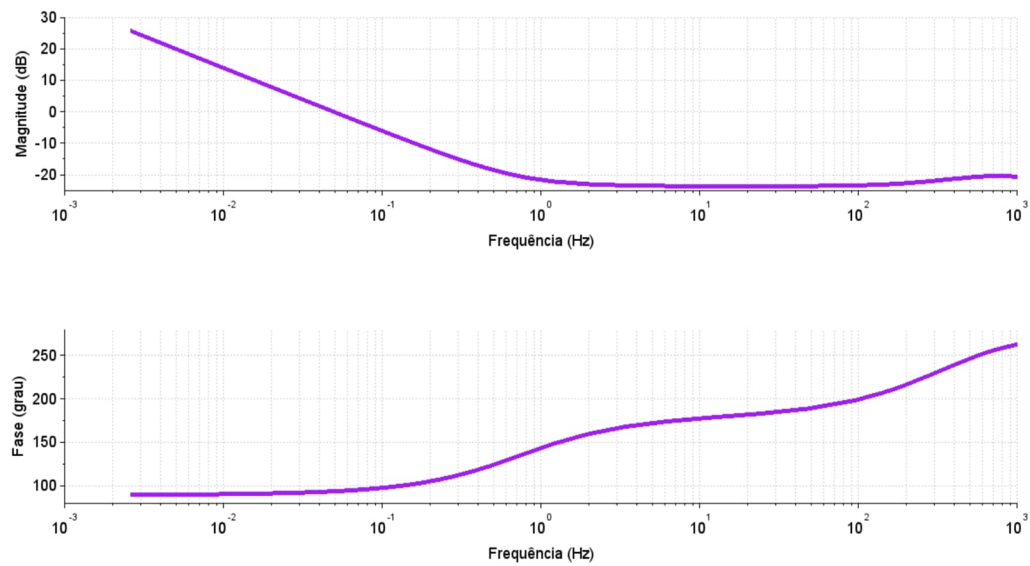


Fonte: Autor.

4.4.2 Análise com Feedback

Na Figura 14 é mostrado o diagrama de Bode para o reator PWR com feedback. Nessa figura observa-se a estabilidade do reator com a utilização de *feedbacks*. Sua margem de ganho foi de 23,6560dB na frequência de 14,9211Hz indicando que o ganho e a fase variam com a frequência. A margem de ganho de 23,6560dB mostra-se se que o sistema é estável, sugerindo que o reator possui capacidade de lidar com aumentos sem se tornar instável.

Figura 15 - Diagrama de Bode com Feedback.



Fonte: Autor.

Os resultados demonstram que o reator PWR, sob as condições simuladas, mantém uma estabilidade adequada, com a reatividade sendo controlada eficientemente através das hastes de controle e do gerenciamento de temperatura do combustível e do refrigerante.

5 CONCLUSÃO

O trabalho apresentou a modelagem, simulação e análise de um reator do tipo PWR com foco na dinâmica e estabilidade do reator. Observou-se quatro análises principais: densidade de nêutrons, reatividade do reator, influências das temperaturas do combustível e refrigerante e estabilidade.

Foi possível compreender a evolução da densidade de nêutrons ao longo do tempo, em que foi influenciada devida a presença da reatividade, que se comportava devido a presenças dos efeitos das temperaturas, tanto do combustível, tanto do refrigerante. Contudo, a densidade de nêutrons abaixou seus valores abruptamente, mostrando um transiente de “shutdown” ou reator de potência zero, mostrando os efeitos da reatividade, quando as hastes de controle foram acionadas, o que eleva o padrão de segurança em um reator nuclear.

Além disso foi realizada uma análise para estabilidade do reator em que se mostrou a estabilidade desse reator com a utilização de *feedbacks*, uma vez que a margem de ganho foi considerada satisfatória e adequada, ou seja, a simulação indicou através do diagrama de Bode, que o reator é capaz de lidar com os aumentos de ganho sem se tornar instável. Assim é possível concluir que um reator nuclear será estável à medida que o sistema seja alimentado através de *feedbacks*, que nesse caso, aconteceu devido aos efeitos da reatividade das temperaturas e das hastes de controle.

Devido a urgência demandada pelas mudanças climáticas, o trabalho relacionou como uma alternativa ao uso das termelétricas de combustíveis fósseis, o uso da fonte nuclear. Apesar do temor da geração nuclear por uma parcela da sociedade, devido a possibilidade de acidentes, o estudo desenvolvido aqui contribui para o entendimento do controle de transientes e instabilidade de reatores do tipo PWR.

6 REFERÊNCIAS

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA. **International energy outlook**, 2009. Disponível em: <https://www.iea.org/reports/world-energy-outlook-2009>. Acesso em 01 mar. 2024.

ANGLART, H. **Nuclear reactor dynamics and stability**. Sweden: Kth Royal Institute Of Technology, 2011.

BOWMAN, D. M. J. *et al.* Fire in the Earth System. **Science**, 2009. v. 324. Disponível em: <https://www.science.org/doi/10.1126/science.1163886>. Acesso em 03 mar. 2024.

CARR, J. *et al.* **Fuel assemblies in nuclear reactors**. Disponível em: <http://me1065.wikidot.com/fuel-assemblies-in-nuclear-reactors>. Acesso em: 22 mar. 2024.

DUDERSTADT, J. J.; HAMILTON, L. J. **Nuclear reactor analysis**. Michigan: IEEE Transactions on Nuclear Science, 1977.

EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA. **Balanco energético nacional - BEN**. [s.l: s.n.]. Disponível em: <https://www.gov.br/mme/pt-br/assuntos/secretarias/sntep/publicacoes/balanco-energetico-nacional/ben-2023/relatorio-final>. Acesso em 19 jan. 2024.

FLEURY, L. C.; MIGUEL, J. C. H.; TADDEI, R. Mudanças climáticas, ciência e sociedade. **Sociologias**, v. 21, n. 51, p. 26, 2019. Disponível em: <https://seer.ufrgs.br/index.php/sociologias/article/view/95441>. Acesso em: 10 fev. 2024.

GOLDEMBERG, J.; LUCON, O. Energia e meio ambiente no Brasil. **Estudos Avançados**, v. 21, n. 59, p. 13, 2007. Disponível em: <https://www.scielo.br/j/ea/a/tk9tsKdqdkSy3CzMf58V9bw/?lang=pt>. Acesso em 17 fev. 2024.

GOMES, M. Segurança e proteção de um reator nuclear: uma breve revisão de seus parâmetros e características. **e-Boletim de Física**, v. 11, n. 2, p. 7, 2023. Disponível em: <https://periodicos.unb.br/index.php/e-bfis/article/view/47904>. Acesso em 22 mar. 2024.

HINRICHS, R. A. *et al.* **Energia e meio ambiente**. São Paulo: Cengage Learning, 2010. 708 p.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The database on nuclear power reactors**, 2024. Disponível em: <https://pris.iaea.org/pris/>. Acesso em: 22 jan. 2024.

JACOMY, B. **Une histoire des techniques**. Paris: Points, 1990.

KHOSHAHVAL, F. Determination of the maximum speed of WWER - 1000 nuclear control rods. **Annals of Nuclear Energy**, v. 87, p. 11, 2016. Disponível em: <https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0306454915003850?via%3Dihub>. Acesso em 22 mar. 2024.

LAMARSH, J.; BARATTA, A. J. **Introduction to nuclear engineering**. Old Tappan, NJ, USA: Prentice Hall, 2001.

MARCIAL, P. S. G. **Energia nuclear como opção energética**. Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2006.

OLUDARE, A. I. Control rods drop failure on reactors stability and safety. **Advances in Physics Theories and Applications**, v. 27, p. 15, 2014.

PARREIRA, C. C. A.; BOSCH NETO, J. C.; CORRÊA, B. H. B. C. Modeling and dynamic simulation of the nuclear fission reactor: Review. **The Journal of Engineering and Exact Sciences**, Viçosa/MG, BR, v. 7, n. 3, p. 12184–01, 2021. DOI: 10.18540/jcecvl7iss3pp12184-01-15e. Disponível em: <https://periodicos.ufv.br/jcec/article/view/12184>. Acesso em: 11 mar. 2024.

DA SILVA REZENDE, G. F. **Reatores Nucleares De Potência**. Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2009.

REZENDE, R. P. **Avaliação de propriedades de juntas brasadas e de juntas envelhecidas de liga a base de Níquel utilizadas em grades espaçadoras de reatores nucleares do tipo PWR**. São Paulo: Universidade de São Paulo, 2023

@SCILAB (Org.), 2024. Disponível em: <https://www.scilab.org/> Acesso em: 10 jan. 2024.

DE SOUZA SILVA, M. A. **Solução analítica das equações da cinética pontual**. Iguatu: Faculdade de Educação, Ciências e Letras de Iguatu, 2014

VAN DAM, H. Physics of nuclear reactor safety. **Reports on progress in physics**, v. 55, n. 11, p. 2077, 1992. Disponível em: <https://iopscience.iop.org/article/10.1088/0034-4885/55/11/003>. Acesso em: 08 fev. 2024

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. **Safety of nuclear power reactors**. Disponível em: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors>. Acesso em: 11 mar. 2024.

YOUNG, H.D.; FREEDMAN, R.A. **Física IV – Ótica e Física Moderna**, volume 4, 14ª edição, Editora *Pearson*, 438-442p., 2016

ZANDONÁ, J. C. et al. Solução das equações da cinética pontual de nêutrons via Método de Fator de Integração Implícito com fonte externa. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, v. 8, n. 3, p. 19, 2020.

ZOUHURI, B. **Neutronic Analysis For Nuclear Reactor Systems**. Albuquerque: Springer, 2019.