



CONTROLE AUTOMÁTICO DE REATIVIDADE PARA REATORES PWR E SIMULADOR PARA TESTES

Igor Bottrel Baptista

Dissertação de Mestrado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do grau de Mestre em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Alan Miranda Monteiro de Lima

Rio de Janeiro

Agosto de 2022

CONTROLE AUTOMÁTICO DE REATIVIDADE PARA REATORES PWR E
SIMULADOR PARA TESTES

Igor Bottrel Baptista

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO
LUIZ COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA
(COPPE) DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE
DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE
EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

Prof. Alan Miranda Monteiro de Lima, D.Sc.

Prof. Roberto Schirru, D.Sc.

Prof. Zelmo Rodrigues de Lima, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ BRASIL
AGOSTO DE 2022

Baptista, Igor Bottrel.

Controle Automático de Reatividade para Reatores PWR e Simulador para Testes / Igor Bottrel Baptista. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2022.

xxvii, 68 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Alan Miranda Monteiro de Lima.

Dissertação (mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Engenharia Nuclear, 2022.

Referências Bibliográficas: p. 61.

1. Controle do reator. 2. Automatização em usinas nucleares. 3. Reatividade. I. Lima, Alan Miranda et al.. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear PEN. III. Título.

Dedicatória

Ao meu pai, Ivan Teixeira Baptista, que já está em outra dimensão mas continua sendo a minha principal fonte de inspiração e motivação e sem isso eu não seria capaz de desenvolver esse trabalho.

A minha querida esposa, Karina Carolino Sepulveda da Costa, pelo apoio e paciência as muitas horas dedicadas ao mestrado.

Agradecimentos

Ao meu pai, Ivan Teixeira Baptista, que já está em outra dimensão mas continua sendo a minha principal fonte de inspiração e motivação e sem isso eu não seria capaz de desenvolver esse trabalho.

A minha querida esposa, Karina Carolino Sepulveda da Costa, pelo apoio e paciência as muitas horas dedicadas ao mestrado.

Ao meu orientador, professor Alan Lima pelo tempo dedicado a esse trabalho, pelas muitas reuniões que tivemos e pelas brilhantes ideias e soluções que possibilitaram chegar ao resultado final.

Ao professor Roberto Schirru, que através de inúmeros encontros, demarcou o caminho a ser percorrido, nos guiando pelo melhor trajeto.

Aos professores do corpo docente da COPPE pelo conhecimento transmitido durante os cursos ministrados.

A COPPE/ UFRJ, pelos seus programas e instalações que me possibilitaram desenvolver este trabalho.

A todos que embora não citados nominalmente contribuíram ou apoiaram de forma direta ou indireta na elaboração deste trabalho.

Resumo da Dissertação apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências (M.Sc.)

CONTROLE AUTOMÁTICO DE REATIVIDADE PARA REATORES PWR E DESENVOLVIMENTO DE SIMULADOR PARA TESTES

Igor Bottrel Baptista

Agosto/2022

Orientadores: Alan Miranda Monteiro de Lima

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho consiste no desenvolvimento e implementação computacional de um modelo de controle automático de reatividade baseado nas percepções, análises e ações do operador humano. O sistema foi desenvolvido na linguagem computacional “C” e tem por objetivo controlar a temperatura média do sistema de refrigeração do reator e a diferença axial de fluxo neutrônico do núcleo do reator. Para isso, o sistema dispõe de informações do relatório de projeto termonuclear do reator da Usina Angra 1 e recebe a informação dos diversos parâmetros de interesse, os mesmos que o operador humano utiliza para a tomada de decisão, como por exemplo o erro de temperatura média em relação à temperatura de referência, erro do desvio axial em relação ao seu valor alvo e a concentração de boro do refrigerante do reator, analisa os dados e decide sobre a vazão de diluição, boração, retirada ou inserção de barras de controle. O modelo foi projetado para operar em regime estacionário, inserindo reatividade positiva para compensar o consumo do combustível nuclear, e também para atender transitórios de

variações de potência da turbina. Também foi desenvolvido um modelo computacional para simular os efeitos termonucleares do reator e do sistema de refrigeração do reator para confirmar a eficácia do sistema de controle. De posse do simulador, foi possível verificar a operação do sistema de controle do primeiro ao último dia do ciclo de operação, além de permitir comandos manuais para variação de carga da turbina. Por fim, o presente trabalho apresenta uma solução para redução de erros humanos no controle de reatividade e assim melhorar o gerenciamento de reatividade de reatores PWR.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

AUTOMATIC REACTIVITY CONTROL FOR PWR REACTORS AND SIMULATOR FOR TESTING

Igor Bottrel Baptista

Agosto/2022

Advisors: Alan Miranda Monteiro de Lima

Department: Nuclear Engineering

This work consists of the development and computational implementation of an automatic reactivity control model based on the perceptions, analyzes and actions of the human operator. The system was developed in the computational language “C” and its objective is to control the average temperature of the reactor cooling system and the neutron flux axial difference in the reactor core. To do this, the system has information from the thermonuclear project report of the reactor at Angra 1 plant and receives information on the various parameters of interest, the same ones that the human operator uses for decision making, such as the average temperature error in relation to the reference temperature, axial deviation error from its target value and the reactor coolant boron concentration, analyzes the data and decides on the flow rate of dilution, boration, removal or insertion of control bars. The model was designed to operate in a steady state, inserting positive reactivity to compensate the consumption of nuclear fuel, and also to handle transient in turbine power. A computer model was also developed to

simulate the thermonuclear effects of the reactor and the reactor cooling system to confirm the effectiveness of the control system. With the simulator, it was possible to verify the operation of the control system from the first to the last day of the operating cycle, in addition it allows manual commands to vary the turbine load. Finally, the present work presents a solution to reduce human errors in reactivity control and thus improve the reactivity management of PWR reactors.

Sumário

| | |
|--|------------|
| Lista de abreviaturas, siglas e definições..... | xii |
| Lista de Figuras..... | xiv |
| 1 Introdução | 1 |
| 2 Fundamentos teóricos | 4 |
| 2.1 Reatividade | 4 |
| 2.2 Coeficientes de Reatividade | 5 |
| 2.3 Excesso de reatividade..... | 6 |
| 2.4 Balanço e somatório de reatividade | 9 |
| 2.5 Reatividade devido ao Xenônio 135..... | 10 |
| 2.6 Diferença axial de fluxo neutrônico | 14 |
| 2.7 Equações utilizadas..... | 16 |
| 2.8 Barras de controle | 18 |
| 2.9 Limite de inserção de barras | 20 |
| 2.10 Equação de Inhour | 21 |
| 3 Estrutura e estratégia do sistema de controle | 28 |
| 3.1 Diagrama de entradas e saídas do software de controle | 28 |
| 3.2 Estratégia utilizada para determinar a vazão de diluição | 28 |
| 3.3 Tempo de homogeneização do SRR..... | 30 |
| 3.4 Inserção de reatividade no SRR..... | 31 |
| 4 Programa computacional na linguagem C | 33 |
| 4.1 Funções de controle de reatividade | 35 |
| 4.1.1 Função “CompensaQueima” | 35 |
| 4.1.2 Inserção de reatividade negativa | 35 |
| 4.1.3 Função “Corrige_DeltaI” | 36 |

| | |
|---|-----------|
| 4.1.4 Correção de posição das barras de controle | 36 |
| 4.1.5 Boração devido ao limite de inserção baixo e muito baixo..... | 37 |
| 4.2 Funções do simulador..... | 38 |
| 4.2.1 Função “VariacaodeCarga” | 38 |
| 4.2.2 Ajuste de carga conforme entrada na função “VariacaodeCarga” | 38 |
| 4.2.3 Ajuste da potência nuclear e da potência ativa do gerador | 39 |
| 4.2.4 Função “CalculaAlvoDeltaI” | 40 |
| 4.2.5 Função “CalculaDeltaI”..... | 41 |
| 4.2.6 Correção da Tmed e ΔI devido às inserções de reatividade | 43 |
| 4.2.7 Simulação da redução de Tmed com o consumo do combustível..... | 43 |
| 5 Resultados | 45 |
| 5.1 Comparação da simulação com o histórico de operação | 45 |
| 5.1.1 Potência nuclear..... | 45 |
| 5.1.2 Potência elétrica ativa do gerador..... | 48 |
| 5.1.3 Temperatura média do sistema de refrigeração do reator | 50 |
| 5.1.4 Diferença axial de fluxo neutrônico | 52 |
| 5.2 Comparação da simulação com situações reais específicas | 54 |
| 5.2.1 Um dia de operação em regime permanente | 54 |
| 5.2.2 Elevação de carga | 60 |
| 6 Conclusão | 70 |
| 6.1 Trabalhos futuros..... | 71 |
| 7 Referências bibliográficas..... | 72 |
| APÊNDICE A - Resultados da Simulação dos Testes com as Equações do Xenônio e Iodo em Excel..... | 73 |

| | |
|--|----|
| ANEXO A - Tabela de Valor Integral de Reatividade dos Bancos de Barras de Controle | 76 |
| ANEXO B - Tabelas com os Valores dos Defeitos e Coeficientes de Reatividade | 78 |

Lista de Abreviaturas, Siglas e Definições

α_{Boro} – *Coeficiente de reatividade do boro*

α_m – *Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador*

β_{eff} – *Fração efetiva de nêutrons atrasados no núcleo*

β_i – *Fração de nêutrons atrasados por grupo (i)*

Boraração – *Ato ou manobra de aumento da concentração de ácido bórico do SRR*

Ciclo de operação – *Compreende desde a primeira partida do reator após carregamento até o ultimo desligamento para recarregamento*

CFOL – *Curso de formação de operadores licenciáveis*

CLO – *É o menor nível de desempenho ou capacidade funcional de um equipamento ou sistema, necessário para assegurar uma operação segura da Usina.*

CNEN – *Comissão Nacional de Energia Nuclear*

ΔI ou diferença axial de fluxo – *Diferença axial de fluxo neutrônico entre as metades superior e inferior do núcleo do reator*

Diluição – *Ato ou manobra de redução da concentração de ácido bórico do SRR*

Especificação Técnica – *Capítulo 16 do FSAR*

FSAR – *Final Safety Analysis Report*

Linguagem de programação C – *Linguagem de programação compilada de propósito geral, padronizada pela Organização Internacional para Padronização (ISO), criada em 1972 por Dennis Ritchie na empresa AT&T Bell Labs*

LIB – *Limite de Inserção de Barras de Controle*

NRC – *Nuclear regulatory commission*

Operador licenciado – *Funcionário aprovado no curso de licenciamento detentor de licença fornecida pela CNEN para operação do reator nuclear*

PAC – *Ponto de Adição de Calor. Representa o momento que o combustível nuclear começa a transferir calor para o SRR sensibilizando os parâmetros termohidráulicos.*

PCM – *Unidade de reatividade equivalente a 10^{-5}*

ppm – *Partes por milhão*

PP-R 11 – *Procedimento “Livro de Dados do Reator”*

Queima acumulada – *Representa o consumo do combustível físsil expresso em Megawatt-Dia por Tonelada Métrica de Urânio no núcleo*

ρ – *Reatividade*

SICA – *Sistema Integrado de Computadores de Angra 1*

SOER – *Significant operating experience report*

SRR – *Sistema de Refrigeração do Reator*

Tmed – *Temperatura média do SRR*

Tref – *Temperatura de referência obtida por conversão direta do transmissor de pressão da câmara de impulso da turbina de alta pressão*

Veneno queimável – *Materiais de alta seção de choque de absorção de nêutrons que são convertidos em materiais de baixa seção de choque após capturarem um nêutron. Em Angra 1 utiliza-se como veneno fixo o Gd_2O_3 e como veneno solúvel o Gd_2O_3*

WANO – *World association of nuclear operators*

Lista de Figuras

| | |
|--|----|
| Figura 2.1 – Fator de multiplicação k_{eff} (KURAMOTO, 2014)..... | 4 |
| Figura 2.2 – Efeito da variação de temperatura no moderador e absorvedor (KURAMOTO, 2014)..... | 8 |
| Figura 2.3 – Esquema simplificado da formação e consumo do Xe-135 (KURAMOTO, 2014)..... | 10 |
| Figura 2.4 – Comportamento do Xe-135 após transiente de potência (KURAMOTO, 2014)..... | 12 |
| Figura 2.5 – Oscilação do Xe-135 após incremento de reatividade (KURAMOTO, 2014)..... | 13 |
| Figura 2.6 – Momento ideal para diluição, boração e movimentação de barras (KURAMOTO, 2014)..... | 14 |
| Figura 2.7 – Exemplo de alvo e banda alvo do ΔI (ELETRONUCLEAR, FSAR ANGRA 1, 2011)..... | 15 |
| Figura 2.8 – Ilustração de uma barra de controle (KURAMOTO, 2014)..... | 18 |
| Figura 2.9 – Sobreposição dos bancos de controle (ELETRONUCLEAR, CFOL ANGRA 1, 2013)..... | 19 |
| Figura 2.10 – Limite de inserção de bancos de controle x PTN (ELETRONUCLEAR, PROCEDIMENTO PP-R 11, 2012)..... | 20 |
| Figura 2.11 – Relação entre a reatividade ρ e ω (KURAMOTO, 2014)..... | 22 |
| Figura 2.12 – Características dos principais precursores de nêutrons (KURAMOTO, 2014)..... | 23 |
| Figura 2.13 – Exemplo de emissão de nêutron atrasado a partir do Br-87 (KURAMOTO, 2014)..... | 24 |
| Figura 2.14 – Transiente de fluxo de nêutrons após inserção de reatividade positiva antes do PAC (KURAMOTO, 2014)..... | 26 |

| | |
|--|----|
| Figura 2.15 – Transiente de fluxo de nêutrons após inserção de reatividade negativa antes do PAC (KURAMOTO, 2014)..... | 26 |
| Figura 3.1 – Diagrama de entradas e saídas do software de controle..... | 28 |
| Figura 3.2 – Estratégia para determinação da vazão de diluição do SRR..... | 29 |
| Figura 3.3 – Relação da temperatura de referência com a carga da turbina..... | 30 |
| Figura 3.4 – Observação do tempo de estabilização da temperatura do SRR após manobras de diluição..... | 31 |
| Figura 3-5 – Implementação computacional da inserção de reatividade no núcleo..... | 32 |
| Figura 4.1 – Posição esperada do banco de controle D (ELETRONUCLEAR, PROCEDIMENTO PP-R 11, 2012)..... | 35 |
| Figura 4.2 – Valor integral de reatividade do Xe após uma partida do reator (ELETRONUCLEAR, PROCEDIMENTO PP-R 11, 2012)..... | 40 |
| Figura 4.4 – Elementos combustíveis tipo 16 NGF do núcleo de Angra 1 (KURAMOTO, 2014)..... | 41 |
| Figura 5.1 – Histórico da potência nuclear do ciclo 18 de Angra 1..... | 45 |
| Figura 5.2 – Variável simulada da potência nuclear..... | 45 |
| Figura 5.3 – Histórico da potência elétrica do ciclo 18 de Angra 1..... | 47 |
| Figura 5.4 – Variável simulada da potência elétrica..... | 47 |
| Figura 5.5 – Histórico da temperatura média do SRR do ciclo 18 de Angra 1... | 49 |
| Figura 5.6 – Variável simulada da temperatura média do SRR..... | 49 |
| Figura 5.7 – Histórico da diferença axial de fluxo do ciclo 18 de Angra 1..... | 51 |
| Figura 5.8 – Variável simulada da diferença axial de fluxo neutrônico..... | 51 |
| Figura 5.9 – Histórico do volume de água adicionado ao SRR..... | 53 |
| Figura 5.10 – Variável simulada referente ao volume de água de diluição..... | 53 |
| Figura 5.11 – Histórico da temperatura média do SRR..... | 55 |

| | |
|--|----|
| Figura 5.12 – Variável simulada da temperatura média do SRR..... | 55 |
| Figura 5.13 – Histórico da diferença axial de fluxo neutrônico..... | 57 |
| Figura 5.14 – Variável simulada da diferença axial de fluxo neutrônico..... | 57 |
| Figura 5.15 – Histórico da potência do gerador elétrico..... | 59 |
| Figura 5.16 – Variável simulada da potência do gerador elétrico..... | 59 |
| Figura 5.17 – Histórico do volume de diluição durante elevação de carga..... | 61 |
| Figura 5.18: Variável simulada de diluição durante elevação de carga..... | 61 |
| Figura 5.19: Histórico do alvo do DI durante elevação de carga..... | 63 |
| Figura 5.20: Histórico do DI durante elevação de carga..... | 63 |
| Figura 5.21: Variável simulada do DI durante elevação de carga..... | 64 |
| Figura 5.22: Histórico da Tmed do SRR durante elevação de carga..... | 66 |
| Figura 5.23: Variável simulada da Tmed durante elevação de carga..... | 66 |

1 Introdução

O controle de reatividade é um tema de grande importância na indústria nuclear, como pode ser constatado no seguinte trecho extraído do documento WANO SOER 2007-1 “Reactivity Management”.

“For nuclear safety, it is very important to control all the factors that affect the power lever and the criticality of the reactor core. Yet the WANO has found that many events happened in this area between 2004 and 2007...”

The main reason of these events turned out to be personnel performance at nuclear stations”

Conforme a citação, o documento explica que a maioria dos eventos relacionados com reatividade ocorridos em usinas nucleares, estão relacionados ao desempenho humano. O cerne deste trabalho é a redução de erros humanos através da transferência de funções relacionadas com controle de reatividade para um sistema automático digital computadorizado.

Em muitas usinas nucleares, como por exemplo Angra 1, os cálculos de reatividade são feitos manualmente pelo operador durante operação em potência, transitórios e desligamentos inesperados. Os cálculos para partida do reator fora do horário comercial, após um desligamento inesperado também são de responsabilidade do operador senior de reator.

Em operações programadas como variações de carga, partida e desligamento, o setor de física de reatores fornece os resultados dos cálculos em forma de documento impresso, no entanto, os dados contidos podem divergir da condição real por utilizarem parâmetros previstos que não são atualizados em tempo real.

O trecho seguinte foi obtido do documento “NRC Information Notice 2011-2” e explica que uma das mais importantes responsabilidades do operador licenciado é o gerenciamento de reatividade, sendo que uma parte fundamental desse gerenciamento é o controle de reatividade com a usina operando em potência.

“One of the most important responsibilities of an on-duty licensed reactor operator and senior reactor operator is reactivity management in order to maintain the

reactor in the desired condition, consistent with plant technical specifications, by properly anticipating, controlling, and responding to changing plant parameters. Reactivity management involves establishing and implementing procedures for operators to use in determining the effects on reactivity of plant changes, and to operate the controls associated with plant equipment that could affect reactivity.”

Apesar de terem o mesmo treinamento, as respostas dos operadores podem ser diferentes no controle de reatividade. Essas diferenças podem estar presentes em qualquer etapa da reação humana; percepção, análise ou ação. Além de poder haver diferentes reações entre operadores, o mesmo operador também pode ter respostas diferentes dependendo do seu estado de saúde, emocional ou por eventual distração. É nesse sentido que o presente trabalho envereda esforços para contribuir com a redução de erros humanos, propondo um sistema que transfere ações que dependem da inteligência humana para a “inteligência da máquina”.

Este trabalho consiste na pesquisa e desenvolvimento de um código computacional, que possui como função controlar a reatividade de um reator nuclear do tipo PWR, de modo a substituir o operador humano nesta função. A premissa principal deste trabalho é criar um modelo computacional que “perceba, analise e reaja” como um operador humano, no entanto, sem os erros e variações comportamentais inerentes ao ser humano. Este projeto piloto foi desenvolvido com base em um reator PWR, no entanto é flexível, podendo ser adaptado para atender a outros tipos de reatores.

O código computacional elaborado na linguagem de programação “C” tem por objetivo, através de variações de reatividade, manter a temperatura média do refrigerante do reator sempre a mais próxima possível da temperatura de referência para uma dada carga na turbina e manter a diferença axial de fluxo neutrônico sempre dentro da faixa de operação e o mais próximo possível de seu valor alvo. O sistema de controle comanda as variações de reatividade, através da diluição, boração do SRR e da movimentação das barras de controle.

Também foi desenvolvido um código computacional para simular parâmetros termohidráulicos e nucleares de interesse, a fim de testar e verificar a eficácia do sistema de controle. O ciclo 18 de operação da usina Angra 1 foi escolhido como referência pelo fato do simulador de Angra 1 funcionar com os dados desse ciclo, e assim possibilitar comparação de resultados entre o simulador da usina e o sistema desenvolvido nesse trabalho. Por fim, foi decidido comparar os resultados deste trabalho

com as variáveis reais de interesse que resultaram da operação do primeiro ao último dia do ciclo 18 de Angra 1 e foram registradas pelo Sistema Integrado de Computadores de Angra 1.

No decorrer dessa dissertação, serão apresentados os fundamentos teóricos sobre o controle de reatividade, a estrutura e estratégia de funcionamento, o código computacional desenvolvido e os resultados.

2 Fundamentos teóricos

Este capítulo apresenta os fundamentos teóricos necessários para o entendimento do sistema de controle de reatividade e do simulador. As fórmulas e equações utilizadas serão mostradas e referenciadas, sendo que suas deduções não fazem parte do escopo do trabalho.

O simulador utiliza os dados do núcleo do reator do ciclo 18 da usina Angra 1. O ciclo 18 foi escolhido por ser o mesmo utilizado, na data de elaboração deste trabalho, no simulador da própria usina. Isso permite a comparação de resultados com o simulador da usina em possíveis aplicações futuras. Portanto, os valores dos parâmetros do núcleo do reator foram retirados do procedimento PP-R 11 “Livro de Dados do Reator” e do Relatório de Projeto Nuclear Termohidráulico do ciclo 18 da usina Angra 1.

2.1 Reatividade

Reatividade (ρ) é uma medida de quanto o reator está afastado de sua condição de criticalidade, ou seja, afastado de $k_{eff} = 1$, sendo que k_{eff} é o fator de multiplicação que representa o crescimento da população neutrônica, conforme exemplificado pela figura 2.1. O k_{eff} pode ser obtido dividindo o número de nêutrons da i -ésima geração em um reator finito pelo número de nêutrons da $(i-1)$ -ésima geração.

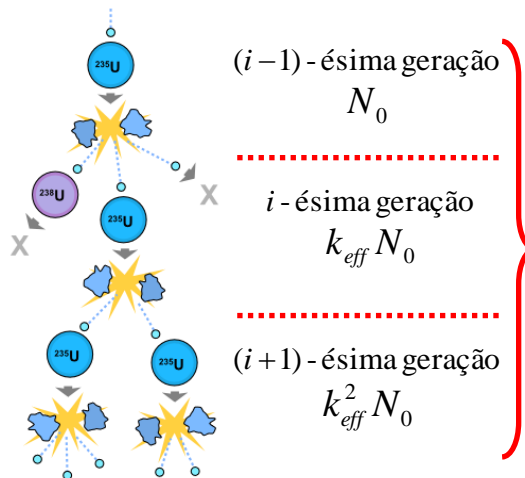


Figura 2.1 – Fator de multiplicação k_{eff} .

A relação matemática entre o fator de multiplicação k_{eff} e a reatividade ρ é:

$$\rho = \frac{(k_{eff}N_0) - N_0}{k_{eff}N_0} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} = \frac{\Delta k_{eff}}{k_{eff}} \quad (2.1)$$

Assim, tem-se as seguintes condições possíveis de um reator nuclear:

$$\begin{aligned} k_{eff} &= 1, \rho = 0, \text{ reator crítico} \\ k_{eff} &< 1, \rho < 0, \text{ reator subcrítico} \\ k_{eff} &> 1, \rho > 0, \text{ reator supercrítico} \end{aligned} \quad (2.2)$$

2.2 Coeficientes de Reatividade

De forma resumida, coeficiente de reatividade é a variação sofrida pela reatividade ($\Delta\rho$) devido a uma variação em um parâmetro X (ΔX). Em outras palavras, conforme explica o livro Nuclear Reactor Physics de Weston M. Stacey, coeficiente de reatividade é a retroalimentação que o reator recebe em termo de reatividade devido a variações nos parâmetros físicos e termohidráulicos. Já o valor integral de reatividade (ρ) devido a uma variação no parâmetro X será chamado de defeito de reatividade.

Para desenvolvimento do código computacional, foram utilizados o coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, o coeficiente de reatividade de boro e o defeito de reatividade de potência. Estes fatores são os mesmos utilizados pelos operadores de reator para realização dos cálculos de reatividade, por isso foram considerados neste trabalho.

$$\alpha_m = \text{coeficiente de reatividade de temp. do moderador} = \frac{\Delta\rho}{\Delta T_{mod}} (\text{pcm}/^\circ\text{C}) \quad (2.3)$$

$$\alpha_B = \text{coeficiente de reatividade do boro} = \frac{\Delta\rho}{\Delta \text{Concentração}} (\text{pcm/ppm}) \quad (2.4)$$

$$\text{Defeito de reatividade de pot.} = \alpha_m \Delta T_m + \alpha_D \Delta T_f + \alpha_V \Delta T_V + \text{redistribuição} (\text{pcm}) \quad (2.5)$$

Alguns conceitos básicos sobre os parâmetros apresentados devem ser entendidos para a compreensão do controle do reator e serão explicados na sequência.

O principal moderador de nêutrons em reatores PWR é o átomo de hidrogênio presente nas moléculas de água. A moderação permite a redução da velocidade e

energia dos nêutrons, aumentando a seção microscópica de fissão, ou seja, aumentando a probabilidade de ocorrência da fissão. Assim, o aumento da concentração do moderador insere reatividade positiva no núcleo, da mesma forma que a redução dessa concentração insere reatividade negativa. Por conseguinte, quando a temperatura do refrigerante do reator aumenta, a densidade do moderador diminui, reduzindo a sua concentração, portanto o aumento de temperatura insere reatividade negativa no núcleo e a redução de temperatura tem o efeito contrário considerando o efeito da moderação isoladamente.

Já o ácido bórico (H_3BO_3), é absorvedor de nêutrons, portanto o aumento de sua concentração insere reatividade negativa no núcleo e a redução de sua concentração, insere reatividade positiva.

Por fim, o defeito de reatividade de potência é o valor integral de reatividade devido à potência do reator e leva em consideração os coeficientes de reatividade do moderador, doppler e vazio. A parcela referente ao efeito de redistribuição de fluxo não é considerada na equação do defeito de potência de Angra 1. Os coeficientes doppler e de vazio não serão detalhados pois não tem aplicação direta nesse trabalho, apenas indireta, pois já estão incluídos no defeito de potência. Todas as parcelas que compõe o defeito de potência se tornam, “mais negativas” com o aumento da potência, pois quanto maior a potência, tem-se mais vazios, maior é a temperatura do combustível (efeito doppler), menor é a concentração de ácido bórico e, portanto, o coeficiente de reatividade é “mais negativo”, pois predomina o efeito do moderador.

O Anexo B apresenta as tabelas com os valores dos defeitos e coeficientes de reatividade referentes ao ciclo de operação 18 da usina Angra 1.

2.3 Excesso de reatividade

O programa computacional de controle de reatividade com simulador integrado permite a compilação em qualquer momento do ciclo operacional do reator, podendo iniciar no primeiro dia do ciclo e finalizar no último dia. Nesse sentido, é necessário entender como se gerencia a reatividade ao longo de todo o período de funcionamento do reator.

O excesso de reatividade é a quantidade de reatividade além do necessário para atingir a criticalidade (massa crítica). Tem a finalidade de compensar coeficientes de reatividade negativos, envenenamento e o consumo do combustível.

O ciclo operacional se inicia com determinada massa de U_{235} , e à medida que esse elemento é atingido por nêutrons, sofre fissão, reduzindo assim a sua quantidade. A redução da massa de U_{235} provoca a inserção de reatividade negativa, pois quanto menos elementos físeis houver, menor a probabilidade de ocorrência de fissão.

No item 2.2, foi descrito que o ácido bórico insere reatividade negativa no núcleo do reator, por ser absorvedor de nêutrons, portanto, conclui-se que a redução de sua concentração insere reatividade positiva.

Os parágrafos anteriores citam efeitos opostos, o consumo ou como comumente dito “queima” do U_{235} insere reatividade negativa e a redução da concentração de ácido bórico, ou diluição insere reatividade positiva no núcleo. Então, verifica-se que a diluição do SRR, compensa a “queima” do combustível. Com base nisto, é possível presumir que quanto maior for a concentração de ácido bórico no início do ciclo, mais longo será o ciclo de operação do reator por haver mais ácido bórico a ser diluído ao longo do funcionamento do reator. Isto leva a pensar que quanto maior a concentração de boro no início do ciclo, melhor, pelo fato de ser possível carregar o reator com mais combustível e operar mais dias. Essa afirmação seria verdadeira, se não fossem as limitações físicas do reator e a limitação do valor do coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, que normalmente é o primeiro limite a ser atingido.

O coeficiente do moderador deve ser negativo para garantir uma proteção intrínseca por aumento de temperatura do SRR. Se o α_{mod} é negativo, o aumento de temperatura do SRR provoca inserção de reatividade negativa no núcleo, “freando o reator”, se α_{mod} fosse positivo, o aumento de temperatura do SRR provocaria inserção de reatividade positiva no núcleo, “acelerando o reator”.

Como o moderador e absorvedor estão misturados no SRR de forma homogênea, se a concentração de boro for muito elevada, ocorre a inversão do α_{mod} , tornando-o positivo, fato que não é desejado. Esse fenômeno ocorre devido a predominância do efeito da variação da concentração de ácido bórico em relação à variação da concentração do moderador quando ocorre determinada variação de temperatura, sendo

que as variações das concentrações do absorvedor e do moderador, no mesmo sentido, provocam efeitos opostos em termos de reatividade. Ou seja, o aumento de temperatura do SRR provoca a redução da densidade do moderador e do absorvedor, sendo que a redução do absorvedor insere reatividade positiva e do moderador insere reatividade negativa. A partir de determinada concentração de ácido bórico, o efeito do absorvedor predomina sobre o efeito do moderador, provocando a inversão do α_{mod} . A figura 2.2 ilustra esse fenômeno.

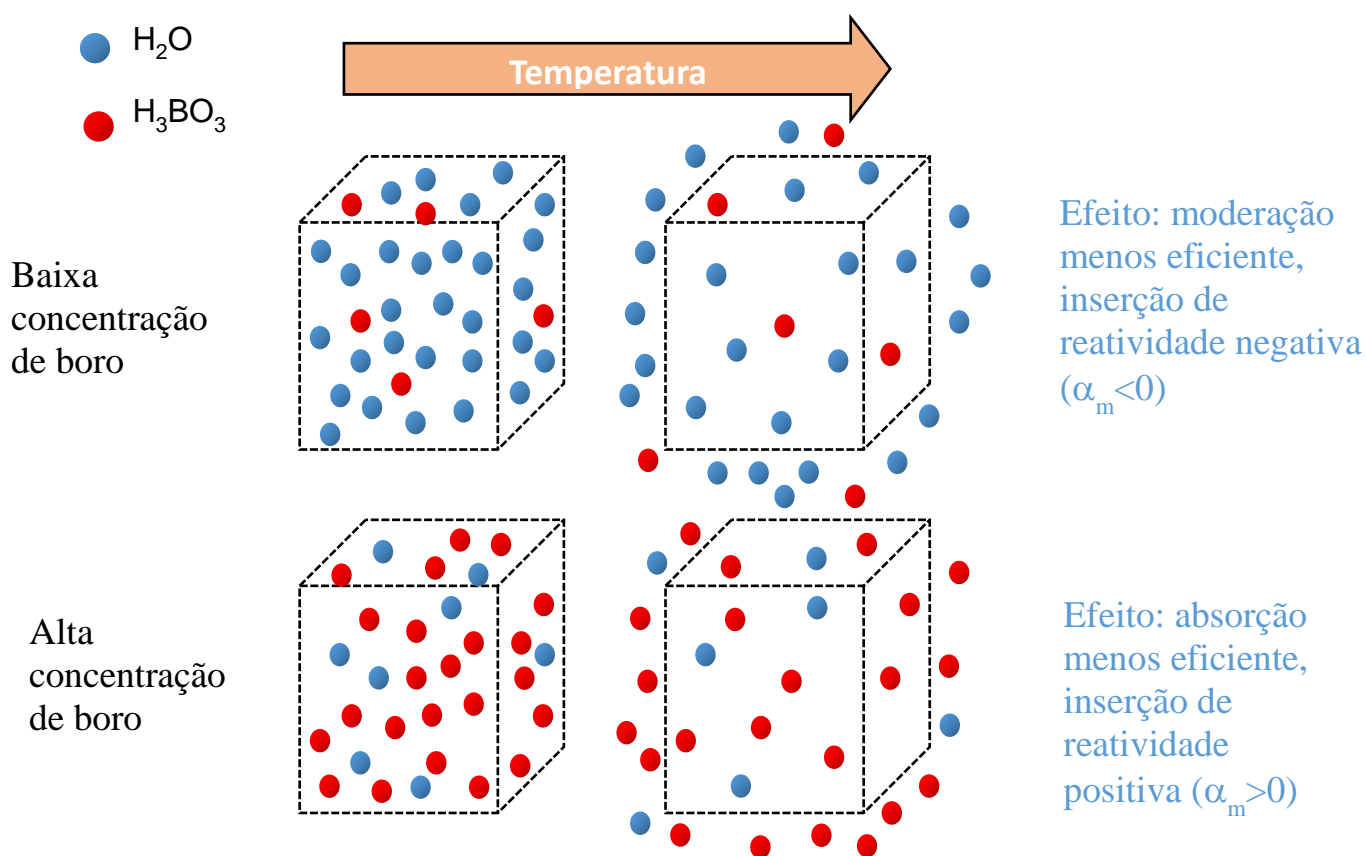


Figura 2.2 – Efeito da variação de temperatura no moderador e absorvedor.

Pelo fato da concentração de ácido bórico ser limitada devido a influência no α_{mod} , utiliza-se o chamado “veneno queimável”, que no caso da usina Angra 1 é o óxido de gadolínio Gd_2O_3 . Este elemento está presente na composição de 25 dos 121 elementos combustíveis e como também é um absorvedor, insere reatividade positiva com a redução de sua concentração. Este componente é consumido ao longo do ciclo de operação sem ação do operador.

Resumidamente, o excesso de reatividade será a quantidade, em reatividade, de ácido bórico e “veneno queimável” disponível para serem removidos e consumidos respectivamente.

2.4 Balanço e somatório de reatividade

Balanço de reatividade é a diferença de reatividade entre dois estados conhecidos de operação do reator, e é muito usado nos cálculos de margem de desligamento, posição e concentração crítica estimada. Neste trabalho, utilizaremos o somatório de reatividade, que é a soma de todos os termos que afetam a reatividade em um único estado.

Como explicado anteriormente, o objetivo desse trabalho é promover o controle de reatividade do núcleo do reator de forma que o somatório de reatividade seja sempre igual a zero, a temperatura do SRR seja a mais próxima possível da temperatura de referência para uma dada carga da turbina e o ΔI o mais próximo possível de seu valor alvo.

Na prática, até certos limites e sem a ação do operador, a retroalimentação termohidráulica, por meio dos coeficientes de reatividade, auto regula o somatório de reatividade do núcleo mantendo ρ igual a zero, ou seja, mantendo a condição de reator crítico. Após a auto regulação, surge uma nova condição de equilíbrio, com $\rho = 0$, no entanto, com outro valor de T_{med} . A função do sistema de controle é inserir reatividade positiva ou negativa, dependendo do caso, de forma a corrigir o valor da temperatura média e assim manter T_{med} o mais próximo possível de T_{ref} . Para isso o sistema tem a capacidade de decidir entre alterar a concentração de ácido bórico do SRR ou movimentar barras de controle.

Durante a operação com a potência estável, o controle trabalha inserindo reatividade positiva objetivando compensar o consumo diário de combustível. Já em transientes de carga, o controle deve compensar o defeito de reatividade de potência e as variações de reatividade devido às alterações nas concentrações de Xenônio 135 que se seguirão até serem amortizadas.

2.5 Reatividade devido ao Xenônio 135

Além dos parâmetros que perturbam a reatividade já apresentados, ainda existem os elementos absorvedores de nêutrons em que suas concentrações podem variar com o tempo, Xenônio (Xe-135) e Samário (Sm-149). Os efeitos do Sm-149 são desprezados nos cálculos considerados no presente trabalho, devido ao fato de serem utilizados os mesmos cálculos que o operador utiliza para controlar a reatividade durante operação em potência, sendo que, devido a sua velocidade e magnitude de variação serem relativamente pequenas, são considerados apenas para cálculos de margem de desligamento e posição ou concentração crítica estimada para partida da unidade. Para efeito comparativo, a estabilização do Xe-135 ocorre em aproximadamente 72 horas, enquanto a estabilização do Sm-149 ocorre com tempo maior que 20 dias após a perturbação. A figura 2.3, apresenta o esquema simplificado da formação e consumo do Xe-135.

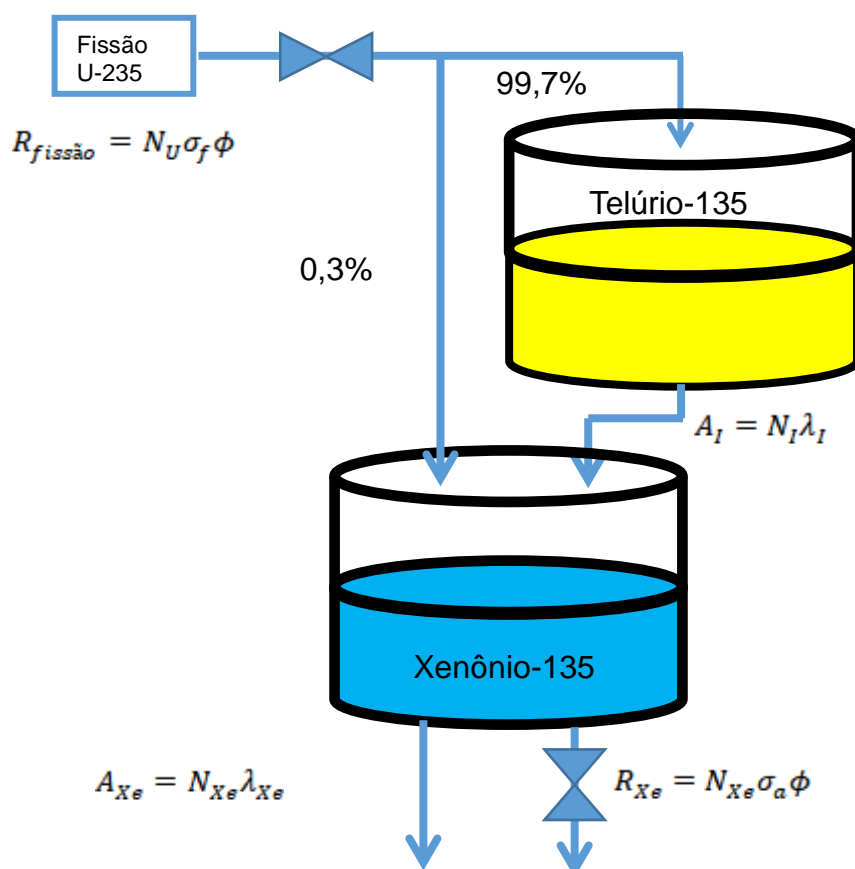


Figura 2.3 – Esquema simplificado da formação e consumo do Xe-135.

Pela figura 2.3, observa-se que aproximadamente 0,3% do Xe-135 é formado diretamente pela reação de fissão do U-235 e aproximadamente 99,7% é formado pela cadeia de decaimento do produto de fissão Telúrio-135, que decai no I-135 que por sua vez decai no Xe-135. Já o consumo do Xe-135 ocorre pelo decaimento radioativo resultando no Césio-135 e também pela reação de fissão. Como o Xe-135 é radioativo, o seu nível de estabilidade depende do fluxo nêutônico.

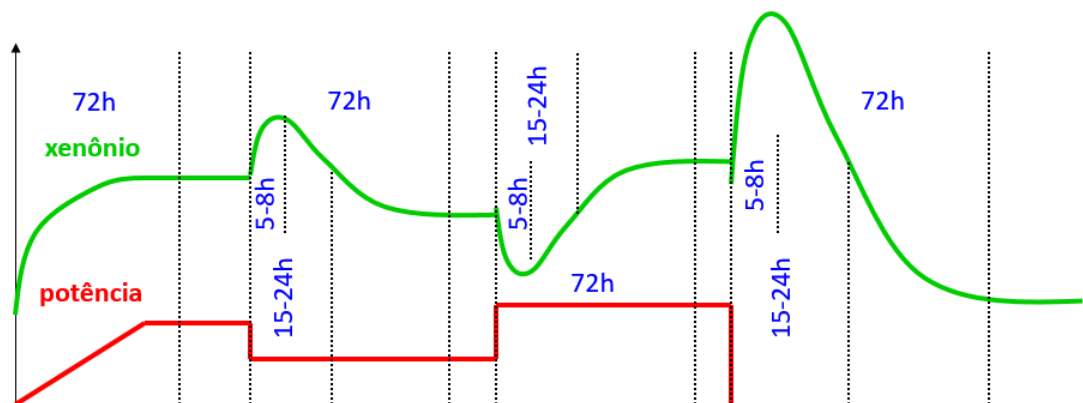
A seguir, estão apresentadas as equações que definem o comportamento do Xe-135 e I-135 e foram extraídas do livro Nuclear Reactor Physics de Weston M. Stacey. Devido à complexidade dessas equações, elas foram implementadas no programa final de controle de reatividade seguindo etapas. Inicialmente foram implementadas e testadas em planilha usando o software Excel da empresa Microsoft, sendo gerados gráficos de testes mostrados no Apêndice A para o fim de comparação. Em seguida, foi produzido um código computacional em linguagem C, exclusivo para testar as equações e a precisão dos resultados por meio de comparação com os gráficos gerados no Excel. Após confirmação da acurácia das equações, elas foram implementadas no programa final, com o objetivo de simular os efeitos do Xe-135.

$$I(t) = \frac{\gamma^{\text{Te}} \Sigma_f \phi}{\lambda^I} (1 - e^{-\lambda^I t}) + I(0) e^{-\lambda^I t} \quad (2.6)$$

$$\begin{aligned} X(t) = & \frac{(\gamma^{\text{Te}} + \gamma^{\text{Xe}}) \Sigma_f \phi}{\lambda^X + \sigma_a^X \phi} [1 - e^{-(\lambda^X + \sigma_a^X \phi)t}] \\ & + \frac{\gamma^{\text{Te}} \Sigma_f \phi - \lambda^I I(0)}{\lambda^X - \lambda^I + \sigma_a^X \phi} [e^{-(\lambda^X + \sigma_a^X \phi)t} - e^{-\lambda^I t}] + X(0) e^{-(\lambda^X + \sigma_a^X \phi)t} \end{aligned} \quad (2.7)$$

Em operação com potência constante, apenas os efeitos locais do Xe-135 são relevantes, pois os efeitos globais são anulados pelo controle e/ou pelas realimentações termohidráulicas. Em transientes de potência, tem-se alterações locais do Xe-135 e globais, com influência na potência nuclear e consequentemente na Tmed. Para simulação, os efeitos locais do Xe-135 foram divididos em topo e base, sendo topo referente a metade superior e base referente a metade inferior do núcleo. As equações do I-135 e Xe-135 foram escritas com variáveis locais e repetidas com variáveis globais de forma a simular os dois efeitos provocados pela oscilação do Xe-135.

Os gráficos seguintes exemplificam o comportamento do Xe-135 no tempo após variação da potência nuclear, sendo que os valores apresentados dependem da variação e do nível de potência.



| Intervalos de tempo típicos após transientes | |
|--|---------------|
| Tempo para atingir valor máximo ou mínimo | 5 - 8 horas |
| Tempo para retornar ao valor inicial | 15 - 24 horas |
| Tempo para atingir o equilíbrio | 72 horas |
| Tempo para reator livre de Xe | 72 horas |

Figura 2.4 – Comportamento do Xe-135 após transiente de potência.

A inserção de reatividade no reator gera uma variação local da concentração de Xenônio, e por menor que seja essa variação, provoca oscilação axial deste elemento. Quanto menor a reatividade inserida, menor a oscilação.

No caso da compensação da “queima” do combustível, insere-se reatividade positiva no núcleo, a reatividade inserida aumenta a taxa de fluxo neutrônico inicialmente onde essa reatividade foi inserida (topo ou base do núcleo). O aumento da taxa resulta em um aumento do consumo do Xe-135 e formação do Xe-136, sendo este último elemento estável. Portanto, inicialmente ocorre uma pequena redução da concentração local do Xe-135 e posteriormente, devido sua produção ser maior onde o fluxo neutrônico é maior, a quantidade do Xe aumenta para um valor maior que o inicial e assim segue oscilando até o amortecimento. Essas oscilações são pequenas e ainda podem ser minimizadas com atuações em pequenos incrementos de reatividade e em momentos adequados.

Quando o reator opera a 100% de potência, ou com potência próxima a nominal, a retirada de barra de controle provoca um aumento de potência, inicialmente no topo do reator, enquanto a diluição provoca um aumento de potência inicialmente na base do reator. Abaixo está um exemplo do que ocorre com o fluxo neutrônico quando se retira barras de controle.

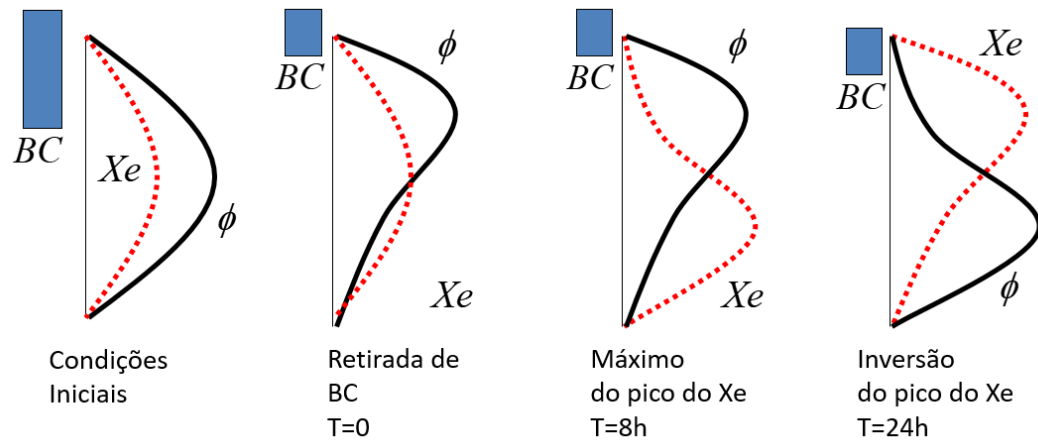


Figura cedida pelo físico Renato Kuramoto da Eletronuclear

Figura 2.5 – Oscilação do Xe-135 após incremento de reatividade.

Para mitigar o efeito da oscilação do Xe-135, o programa de variação de reatividade, utiliza duas técnicas, são elas:

- Adições de reatividade em pequenos incrementos;
- Preferência de ativação do sistema no sentido de amortização da oscilação, ou seja, dilui quando o desvio do ΔI for ≥ 0 e o diferencial do ΔI for ≥ 0 ; e retira barra quando ΔI for < 0 e o diferencial do ΔI for < 0 , conforme indica a figura 2.6.

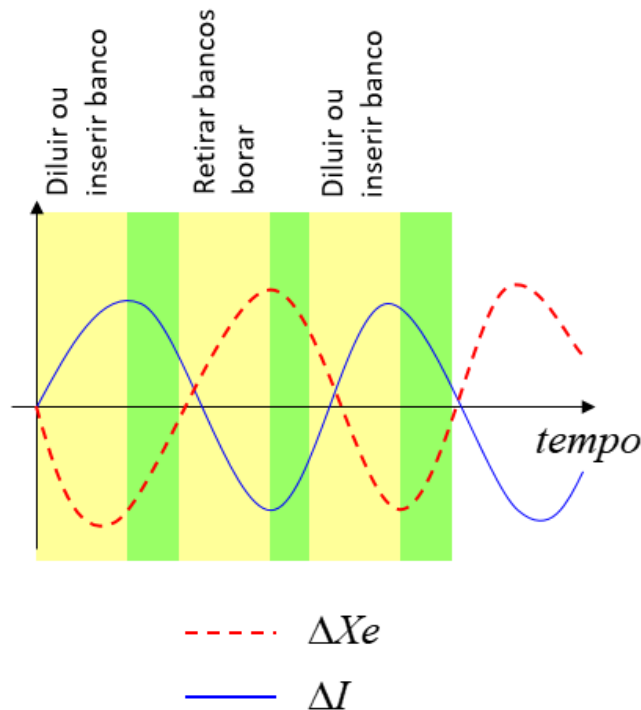


Figura 2.6 – Momento ideal para diluição, boração e movimentação de barras.

2.6 Diferença axial de fluxo neutrônico

A diferença axial de fluxo neutrônico, comumente chamado de ΔI , consiste na diferença entre a potência nuclear no topo e na base do reator, e pode ser expresso por $\Delta I = \text{Potência topo} - \text{Potência base}$.

Na prática, define-se o valor alvo do ΔI pelo mapeamento do fluxo neutrônico e, conforme definido pelo FSAR da usina Angra 1, o seu valor deve ser mantido dentro da banda alvo que é definida $\pm 5\%$ do valor alvo. A figura 2.7, obtida da condição limite de operação 16.3.2.3 “Diferença Axial de Fluxo” do FSAR da Usina Angra 1, mostra um exemplo da curva de valor alvo do ΔI evidenciando a banda alvo.

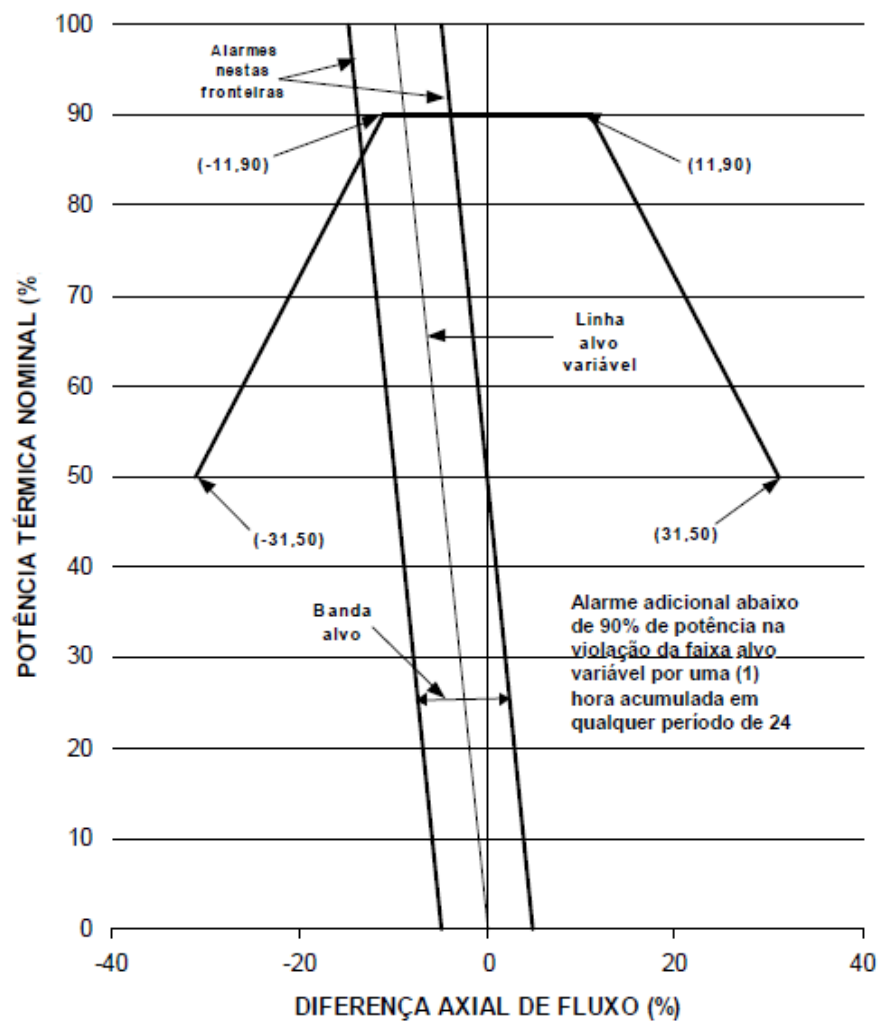


Figura 2.7 – Exemplo de alvo e banda alvo do ΔI .

Os trechos seguintes foram extraídos da base da CLO 16.3.2.3 e explicam a importância de se manter o ΔI na banda alvo.

“O objetivo desta CLO é estabelecer limites nos valores da DAF a fim de limitar a assimetria de distribuição axial da potência, tanto para o fundo como para o topo do núcleo. Limitando-se a assimetria de distribuição axial, os fatores de pico são consistentes com as suposições assumidas nas análises de segurança. A limitação da assimetria de distribuição de potência ao longo do tempo também minimiza os desvios na distribuição de xenônio, que é um fator significativo no controle de distribuição axial da potência.”

“Os limites da DAF asseguram que o Fator de Canal Quente de Fluxo de Calor FQ (Z) não é excedido durante operação normal ou no caso de redistribuição de

xenônio após variações de potência. Os limites da DAF também limitam as faixas das distribuições de potência assumidas como condições iniciais nas análises de eventos de condição 2,3 e 4. Isto assegura que a integridade do encamisamento do combustível é mantida para estes acidentes postulados. Os acidentes postulados mais importantes nas diversas condições são: acidente de perda de refrigerante (condição 4), acidente de perda de fluxo de refrigerante do reator (condição 3), acidente de retirada descontrolada de banco de controle, acidente de diluição e boração (condição 2). Os transientes do acidente de retirada descontrolada de banco de controle, de boração e diluição, assumidos serem iniciados dentro dos limites da DAF, são usados para confirmar a adequação dos pontos de ajuste de desarme por Sobrepotência ΔT e por Sobretemperatura ΔT .”

O próprio trecho da base desta CLO, explica que o perfil axial de fluxo depende diretamente do controle efetuado pelo operador, conforme pode se observar no trecho abaixo.

“A forma do perfil axial de potência depende em grande parte do controle do operador através da operação manual ou automática dos bancos de controle em resposta a desvios de temperatura, resultante da operação manual do Sistema de Controle Químico e Volumétrico (CQV) para alterar a concentração de boro ou de mudanças de nível de potência.”

Nesse sentido, uma das grandes preocupações do sistema de controle proposto, é a manutenção do ΔI sempre na banda alvo e o mais próximo possível de seu valor alvo. Os parâmetros controlados pelo sistema são a T_{med} e o ΔI , sendo que a todo instante o controle pondera entre a correção da T_{med} ou correção ΔI , pois em muitas situações a correção de um parâmetro pode afastar o outro do seu valor desejado, assim são estabelecidos critérios de julgamento antes de cada correção. Esses critérios de julgamento são inspirados nas melhores decisões humanas diante das mesmas situações.

2.7 Equações utilizadas

Todas as equações utilizadas nos cálculos de reatividade foram obtidas no livro de dados do reator da Usina 1, procedimento PP-R 11. As equações e suas formas de utilização são mostradas a seguir.

- Valor integral de reatividade a ser compensado: $\Delta\rho = \alpha_m \times \Delta T_{mod}$ (2.9)

Pela equação 2.9, verifica-se que pela observação da variação da temperatura média do SRR, de posse do valor, que é conhecido, do coeficiente de reatividade de temperatura do moderador α_m , é possível determinar qual foi a variação de reatividade $\Delta\rho$ que provocou a dada variação na temperatura do SRR.

- Variação da concentração de boro: $\Delta\text{Concentração} = \frac{\Delta\rho}{\alpha_B}$ (2.10)

Por esta equação, de posse do valor do coeficiente de reatividade do boro α_B e após obter, pela equação anterior, o valor da variação de reatividade $\Delta\rho$, é possível calcular a concentração estimada final de boro, após o ajuste na concentração desse elemento no SRR, necessária para compensar a reatividade que provocou a respectiva variação da Tmed.

- Volume de água pura para diluição: $M_{SRR} \times \ln\left(\frac{C_{inicial}}{C_{final}}\right)$ (2.11)

Pela equação 2.11 e dispondo da concentração final de boro calculado na equação 2.10, pode-se calcular o volume de água para a diluição do SRR se for o caso de inserção de reatividade positiva no núcleo. A massa do SRR é um parâmetro conhecido.

- Volume de boro a inserir: $-M_{SRR} \times \ln\left(\frac{C_{TAB} - C_{final}}{C_{TAB} - C_{inicial}}\right)$ (2.12)

Usando a equação 2.12, é possível calcular o volume de boro para ser inserido no SRR durante a boração, para o caso de inserção de reatividade negativa. A concentração final de boro foi calculada pela equação 2.10, a massa do SRR é conhecida, assim como a concentração de boro do tanque de ácido bórico C_{TAB} também é conhecida.

- O $\Delta\rho$ devido à variação de posição de barra de controle deve ser obtido diretamente através da tabela 2.1 do procedimento PP-R 11 “Valor de Bancos de Controle em Sobreposição”, Anexo A.

2.8 Barras de controle

As barras de controle têm a finalidade de controle de potência, controle da distribuição de potência e desligamento do reator. O material absorvedor é geralmente composto por prata Ag(80%), índio In(15%) e cádmio Cd(5%). A figura 2.8 ilustra, à esquerda, uma barra de controle inserida em um elemento combustível e a direita, a barra fora do elemento.

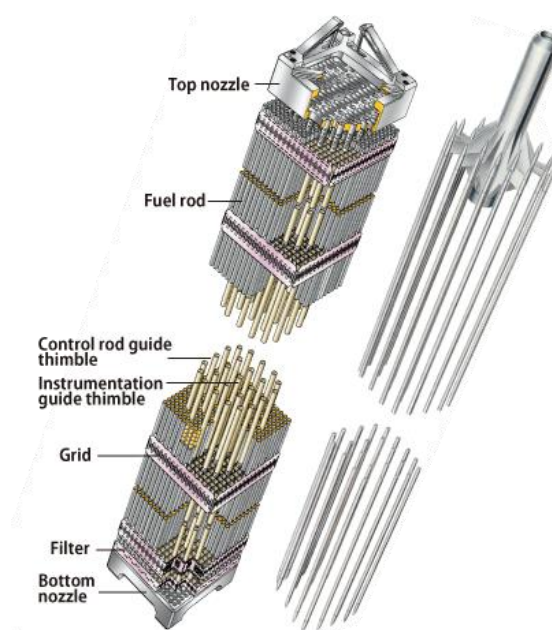


Figura 2.8 – Ilustração de uma barra de controle.

O reator da usina Angra 1 possui 33 barras de controle, divididas em dois bancos de barras de desligamento (A, B) e quatro bancos de barras de controle (A, B, C, D). O banco de desligamento A possui dois grupos de barras contendo quatro barras cada grupo e o banco de desligamento B possui um grupo contendo quatro barras. Os bancos de desligamento, como é possível inferir pelo nome, são utilizados com a usina desligada e com a usina em operação complementam a margem potencial de desligamento. Como esse trabalho trata do controle de reatividade com a usina operando em potência, a reatividade desses bancos não é utilizada nos cálculos do programa. Os bancos de controle A e C possuem dois grupos, sendo que no A cada grupo possui quatro barras e no C, o grupo 1 possui duas barras e o grupo dois três barras. Os bancos de controle B e D possuem um grupo de quatro barras. A figura 2.8 foi extraída do

material didático do curso CFOL de Angra 1 e apresenta um diagrama do painel de indicação das barras de controle e desligamento.

As barras de controle operam em sobreposição de passos obedecendo a sequência indicada na figura 2.9. A finalidade da sobreposição é uniformizar o valor diferencial das barras (pcm/passo), já que nas extremidades superior e inferior o valor do diferencial de reatividade é menor e na região central o valor é maior. Além disso, a sobreposição minimiza os efeitos de fatores de canal quente. Conforme pode ser visto na mesma figura, os valores de sobreposição dependem da posição limite de retirada dos bancos. Para o ciclo 18, que foi o ciclo considerado no programa, o limite de retirada de bancos é de 228 passos e a sobreposição é de 100 passos.

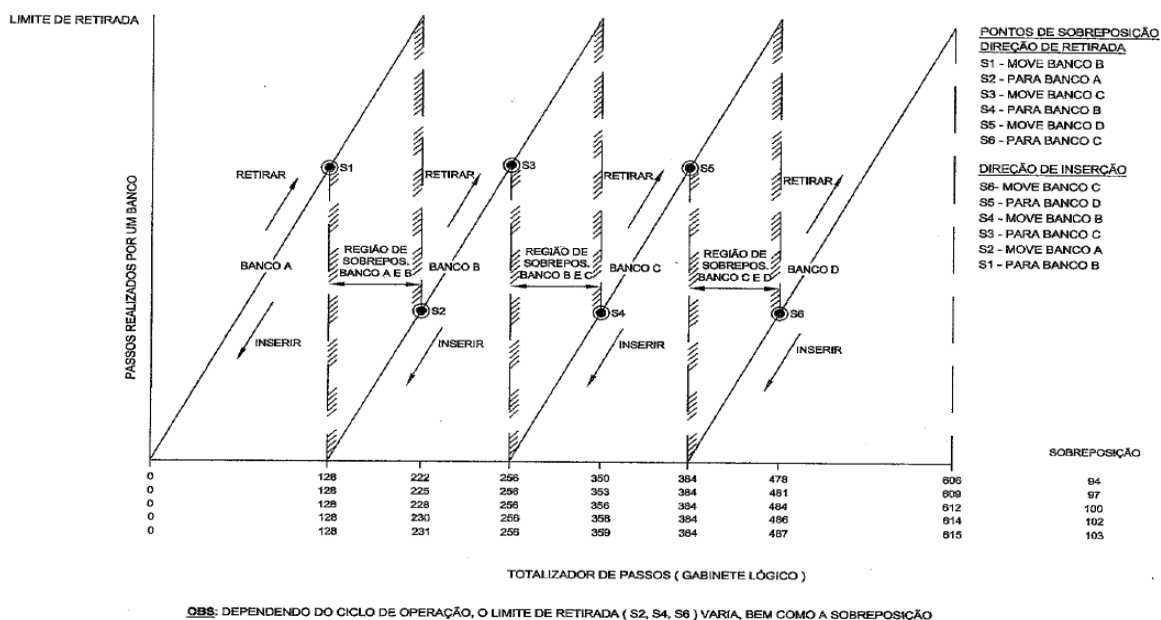


Figura 2.9 – Sobreposição dos bancos de controle.

Observa-se pela figura 4.1 obtida do procedimento PP-R 11, que a posição estimada do banco de controle D para 0 (zero) % de potência é 144 passos, portanto após a região de sobreposição com o banco C que terminou com 100 passos no banco D, ou seja, o banco C permanecerá com 228 passos de 0 até 100% de potência. Isso simplificou a elaboração do programa para controle de reatividade, pois foi necessário apenas considerar a reatividade diferencial do banco de controle D, por ser o único a se movimentar durante o ciclo, exceto para os casos de desarme do reator.

2.9 Limite de inserção de barras

A CLO 16.3.1.7 “Limite de Inserção de Bancos de controle” estabelece o limite de inserção para cada banco de controle conforme a figura 2.10, da qual podemos obter a equação 2.13.

O atendimento ao limite de inserção de barras é fundamental para limitar o montante de reatividade positiva devido a um eventual acidente de ejeção de barra, limitar os fatores de canal quente no núcleo e assegurar adequada margem potencial de desligamento. O trecho seguinte retirado do texto desta CLO explica a importância de se manter as barras de controle acima do limite de inserção.

“Os limites de inserção dos bancos de desligamento e de controle são hipóteses iniciais de todas as análises de segurança que supõem inserção das barras no desarme do reator. Os limites de inserção afetam, diretamente a potência do núcleo, as distribuições da queima do combustível, as hipóteses sobre valor de barra ejetada, a MD e a taxa inicial de inserção de reatividade.”

“A operação dentro dos limites desta CLO evitará falhas do encamisamento do combustível, que romperiam a barreira primária dos produtos de fissão, permitindo sua fuga para o refrigerante do reator, no caso de um Acidente de Perda de Refrigerante, APR (LOCA), perda de fluxo forçado de refrigerante do reator, barra ejetada ou outros acidentes que necessitem ser terminados pela função do Sistema de Proteção do Reator (SPR).”

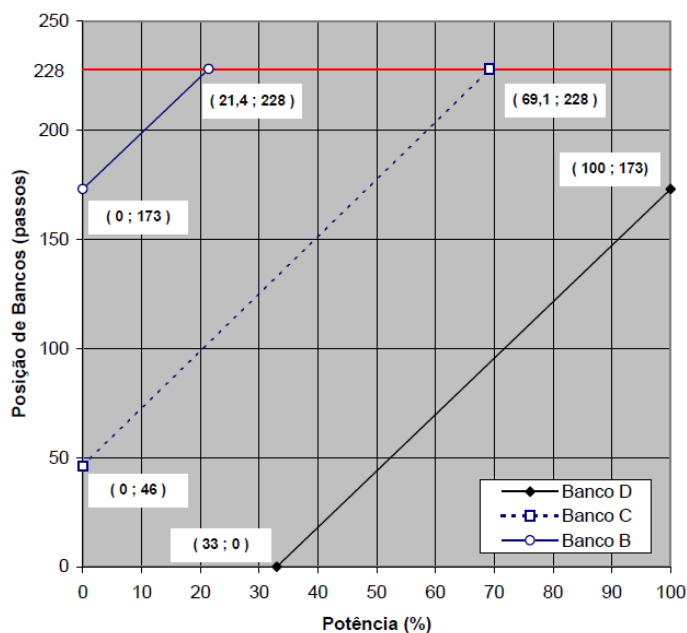


Figura 2.10 – Limite de inserção de bancos de controle x PTN.

A posição do banco de controle D referente ao limite de inserção deste banco é o número inteiro igual ou imediatamente superior ao número real encontrado pela equação 2.13 mostrada a seguir.

$$\text{Posição Limite Banco D} = 2,582.Pot(\%) - 85,209 \quad (2.13)$$

2.10 Equação de Inhour

Através das equações demonstradas neste capítulo, é possível calcular o valor integral de reatividade devido às diluições, borações, movimentações de barras e variações de temperatura do SRR. No entanto, resta saber o tempo e a forma que a reatividade é inserida no núcleo do reator.

É importante notar que a reatividade inserida pela variação da concentração de boro sofre um atraso devido ao tempo de homogeneização do SRR, esse tempo será abordado no item 3.3. Após a reatividade ser efetivamente inserida no núcleo, a variação do fluxo neutrônico segue a equação de Inhour e proporcional a essa variação, tem-se a modificação da potência nuclear e da temperatura do SRR, que são as variáveis de interesse para modelagem.

A equação Inhour é derivada da solução das equações de cinética pontual e fornece a relação entre a reatividade inserida ρ e o período do reator T , conforme a equação 2.14. A equação de inhour possui esse nome devido às suas raízes representarem um valor cuja unidade é hora⁻¹.

$$\rho = \underbrace{\Lambda \omega_k}_{\text{n-prontos}} + \underbrace{\sum_{i=1}^6 \frac{\omega_k \beta_i}{\omega_k + \lambda_i}}_{\text{n-atrasados}} \quad (2.14)$$

ℓ_p = life time dos nêutrons prontos

$\Lambda = \ell_p / k_{eff}$ = tempo de geração de n - prontos (2.15)

$$T = \frac{1}{\omega_1} \quad (2.16)$$

Quando ocorre uma mudança de reatividade ρ do estado crítico, o nível de nêutrons $n(t)$ após a mudança de reatividade pode ser expresso como uma soma de funções exponenciais conforme apresentado na equação 2.17.

$$n(t) = \sum_{k=1}^7 A_k \exp(\omega_k t) \quad (2.17)$$

$$\text{Fluxo: } \phi(t) = \phi(t_0) \left(A_1 e^{\omega_1 t} + A_2 e^{\omega_2 t} + \dots + A_7 e^{\omega_7 t} \right) \xrightarrow{t \rightarrow \infty} \phi(t_0) A_1 e^{\omega_1 t} \quad (2.18)$$

Onde ω_k deve atender a equação 2.14. O gráfico seguinte mostra a relação entre a reatividade ρ e ω .

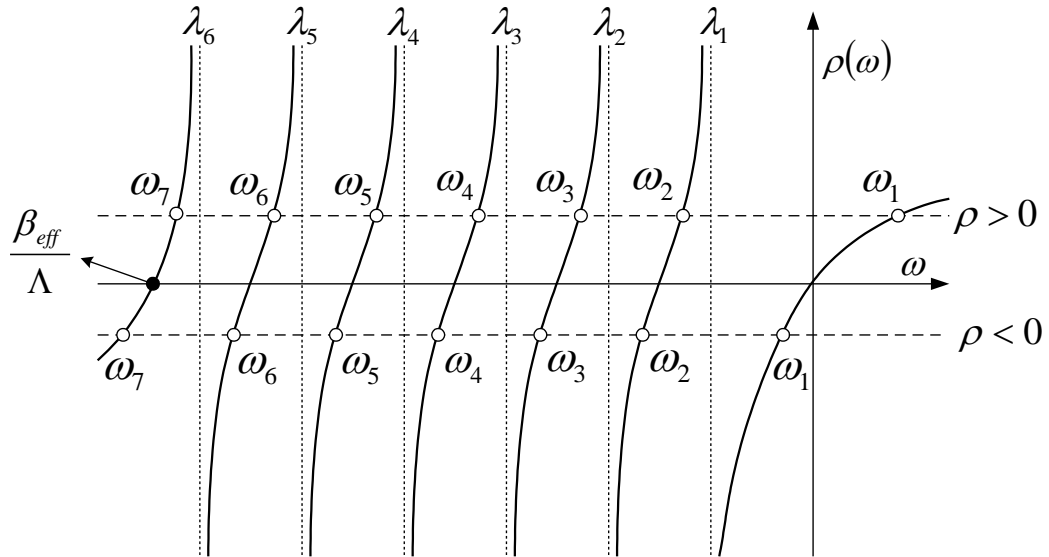


Figura 2.11 – Relação entre a reatividade ρ e ω .

Para cada grupo de precursores de nêutrons atrasados, tem-se uma raiz ω da equação 2.18. Precursores de neutrôns são produtos de fissão que decaem emitindo nêutrons atrasados que por sua vez são nêutrons provenientes do decaimento de produtos de fissão com tempo maior que 10^{-14} segundos.

A figura 2.12, lista as características dos seis grupos principais de precursores de nêutrons.

| Grupo de precursores | Meia Vida $T_{1/2}$ (s) | Vida Média τ (s) | Cte Decaimento λ (s⁻¹) | Energia Média (MeV) | Fração β_i |
|---------------------------------|---|---|---|------------------------------------|------------------------------------|
| 1 | 55,72 | 78,66 | 0,0124 | 0,25 | 0,000215 |
| 2 | 22,72 | 31,52 | 0,0305 | 0,56 | 0,001424 |
| 3 | 6,22 | 8,66 | 0,111 | 0,43 | 0,001274 |
| 4 | 2,30 | 3,22 | 0,301 | 0,62 | 0,002568 |
| 5 | 0,61 | 0,72 | 1,14 | 0,42 | 0,000748 |
| 6 | 0,23 | 0,26 | 3,01 | 0,43 | 0,000273 |

Figura 2.12 – Características dos principais precursores de nêutrons.

Somando a fração dos nêutrons atrasados desses seis grupos de precursores tem-se:

$$\sum \beta_i = 0.0065 = 0.65\% \quad (2.19)$$

Os nêutrons atrasados são emitidos por núclídeos com excesso de nêutrons que decaem, em geral, primeiramente por β^- . A seguir está um exemplo de emissão de nêutron atrasado pelo decaimento do Br-87.

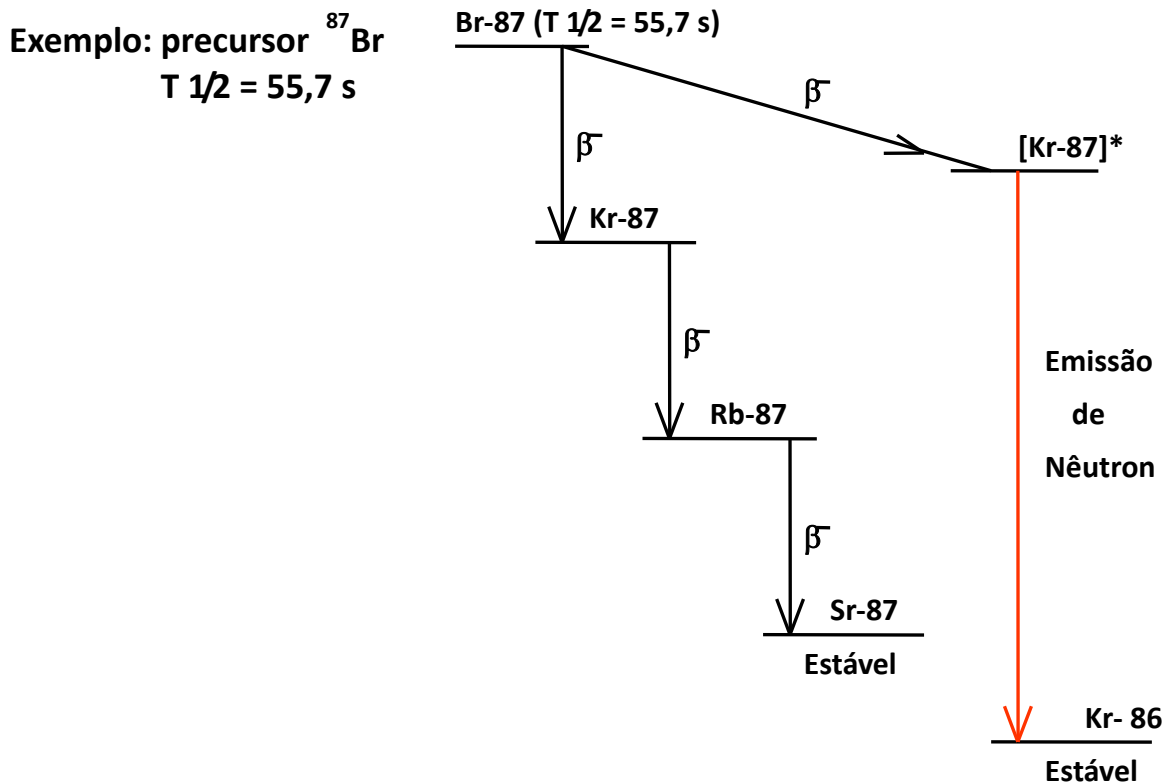


Figura 2.13 – Exemplo de emissão de nêutron atrasado a partir do Br-87.

A fração de nêutrons atrasados que é efetiva para a criticalidade do reator é regida pela equação 2.20.

$$\beta_{eff} = \sum_i \underbrace{\int (\text{fator de importância})_i \times \beta_i dV d\Omega dE}_{(2.20)}$$

Posição (dV): Nêutrons no centro do núcleo são mais importantes

Direção (dΩ): Nêutrons entrando no núcleo são mais importantes

Energia (dE): Nêutrons térmicos são mais importantes

Para o reator Angra 1 e conforme o relatório de projeto termonuclear do ciclo 18:

- Começo da Vida = $0,00594 = 0,594\% = 594\text{pcm}$ (U-235 e U-238)
- Fim da Vida = $0,00522 = 0,522\% = 522\text{pcm}$ (U-235, U-238 e Pu-239)

A potência de um reator nuclear é diretamente proporcional à população de nêutrons em seu núcleo. O período do reator é o tempo necessário para que a potência do reator aumente por um fator $e = 2,7182$. As equações que regem a variação da densidade de nêutrons, fluxo de nêutrons e potência nuclear, abaixo do ponto de adição de calor na condição de reator isotérmico, são apresentadas a seguir.

$$\text{Densidade de nêutrons} \longrightarrow N = N_0 e^{t/T} \quad (2.21)$$

$$\text{Fluxo de nêutrons} \longrightarrow \phi = \phi_0 e^{t/T} \quad (2.22)$$

$$\text{Potência nuclear} \longrightarrow P = P_0 e^{t/T} \quad (2.23)$$

$$\text{Sendo o período estável } T = \frac{1}{\omega_1}.$$

Na figura 2.14, observa-se o comportamento do fluxo de nêutrons após um transiente de reatividade positivo $\Delta\rho$, sem os efeitos da retroalimentação termohidráulica, ou seja, antes de se atingir o Ponto de Adição de Calor.

$$\phi(t) = \phi(t_0) \left(A_1 e^{\omega_1 t} + A_2 e^{\omega_2 t} + \dots + A_7 e^{\omega_7 t} \right) \quad (2.24)$$

$$\lim_{t \rightarrow \infty} \phi(t) = \phi(t_0) A_1 e^{t/T} \quad (2.25)$$

Somente ω_1 é maior que zero.

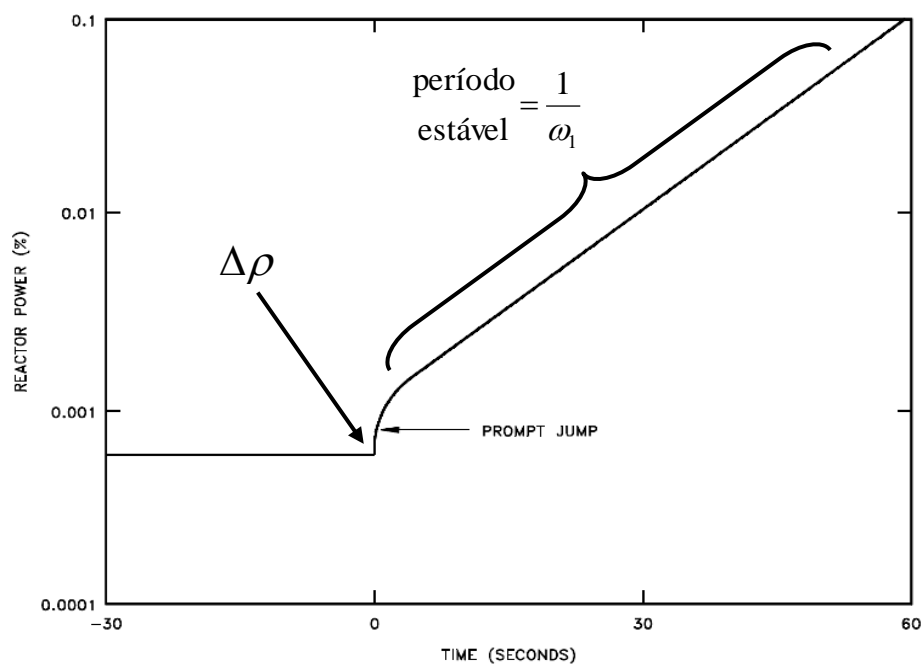


Figura 2.14 – Transiente de fluxo de nêutrons após inserção de reatividade positiva antes do PAC.

Já a figura 2.15 mostra a variação de fluxo de nêutrons após uma inserção de reatividade negativa, ou seja, $\Delta\rho$ menor que zero, também antes de se atingir o PAC.

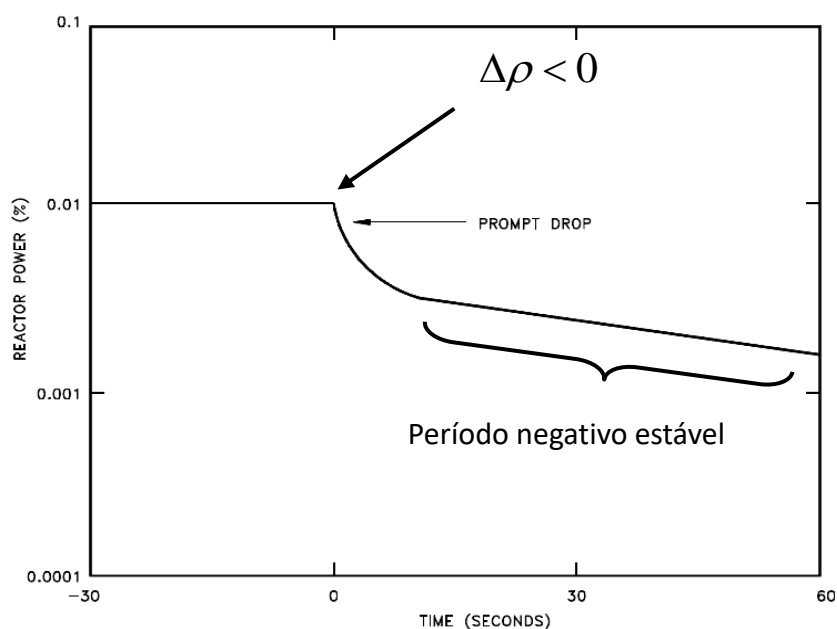


Figura 2.15 – Transiente de fluxo de nêutrons após inserção de reatividade negativa antes do PAC.

Nesse sentido faz-se necessário a determinação do período do reator para os cálculos computacionais das variações de potência nuclear locais (topo/base) e globais. Optou-se por simplificações da equação de Inhour para a obtenção do período do reator, conforme explicitado a seguir.

O tempo de vida dos nêutrons prontos l_p é da ordem de 10^{-4} s. Além disso, para pequenos valores de ρ , pode-se dizer que ω_1 é pequeno suficiente (grandes períodos) para desprezarmos o termo de nêutrons prontos da equação de Inhour.

$$\text{para } \rho \leq \beta_{eff} \rightarrow \rho \cong \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T} \quad (2.26)$$

$$\text{sendo } \lambda_i = \bar{\lambda} \approx 0,1s^{-1}$$

$$\text{e } \sum_i \beta_i = \beta_{eff} \quad (2.27)$$

$$\text{Obtém-se: } \rho \cong \frac{\beta_{eff}}{1 + \bar{\lambda} T} \text{ e } T = \frac{\beta - \rho}{\bar{\lambda} \rho} \quad (2.28)$$

Assim foi obtida uma solução de fácil implementação computacional para o período do reator e com isso determinar as variações de potência nuclear.

3 Estrutura e estratégia do sistema de controle

3.1 Diagrama de entradas e saídas do software de controle

A figura 3.1, mostra o diagrama dos parâmetros de entrada do sistema e também das saídas que são as ações efetuadas pelo controle automático. O sistema executa três ações, são elas: diluição, boração e movimentação de barras de controle. Já as entradas são: concentração de boro do SRR, potência nuclear, temperatura média do SRR, temperatura de referência, alvo do ΔI , ΔI e posição de barras de controle. Para teste, melhoria e confirmação da eficácia do controle, foi desenvolvido um simulador de engenharia que gera e modifica todas as variáveis de entrada.

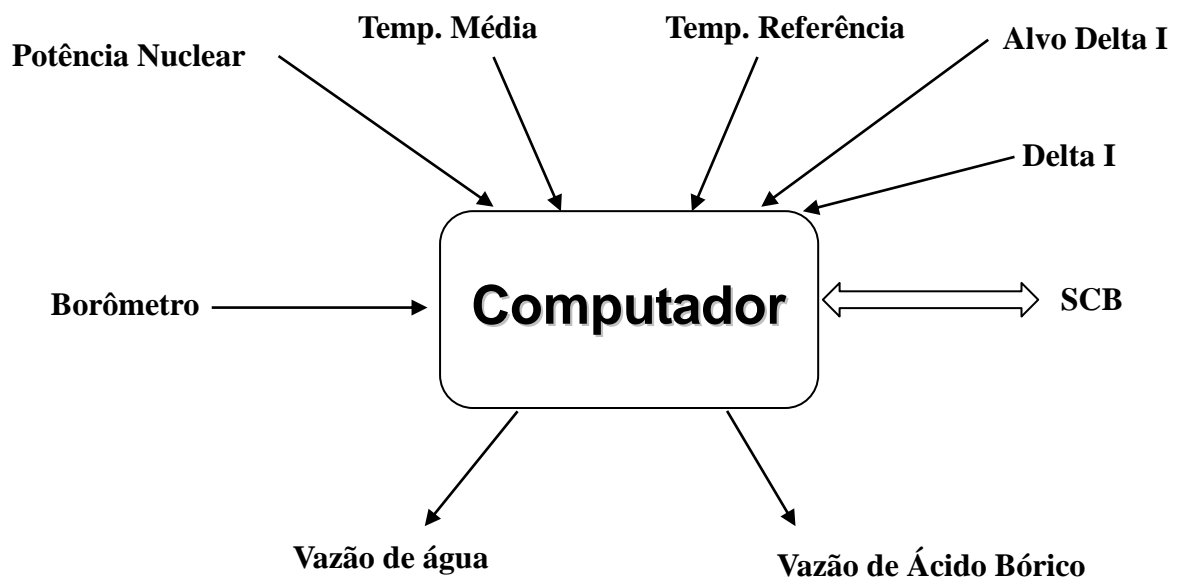


Figura 3.1 – Diagrama de entradas e saídas do software de controle.

3.2 Estratégia utilizada para determinar a vazão de diluição

A figura 3.2 apresenta a estratégia implementada no programa para determinar a vazão de diluição do SRR em função da diferença entre a temperatura média e a temperatura de referência.

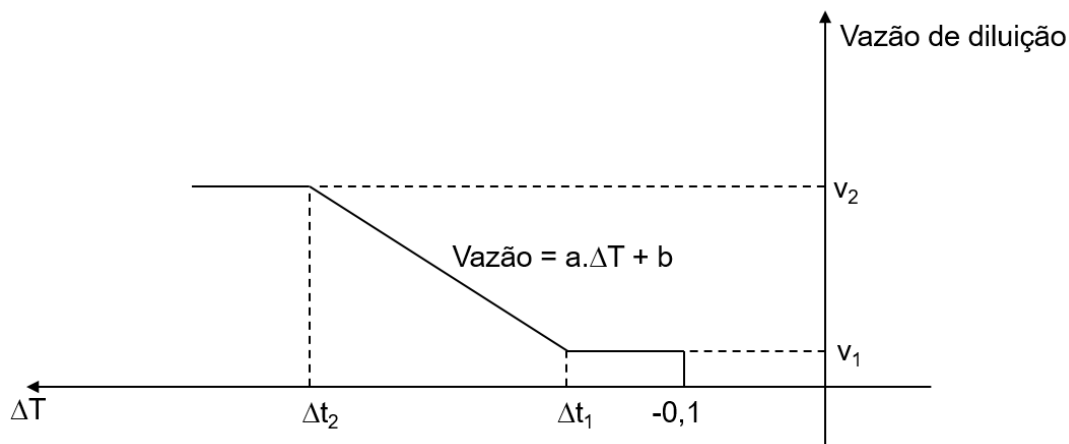


Figura 3.2 – Estratégia para determinação da vazão de diluição do SRR.

Pelo gráfico da figura 3.2, observa-se que a vazão de diluição depende da diferença entre a temperatura média e a temperatura de referência. Para diferenças menor ou igual a Δt_1 , a vazão é igual a v_1 , se for maior ou igual a Δt_2 , é igual a v_2 e se for um valor entre Δt_1 e Δt_2 a vazão é o resultado da equação da reta $Vazão = a.\Delta T + b$. Onde Δt_1 , Δt_2 , são constantes *customizáveis*, sendo que, na versão atual do programa, constituem em entradas manuais que devem ser ajustadas durante a colocação do sistema em funcionamento. Já as vazões mínima e máxima v_1 e v_2 , assim como as constantes a e b , são calculadas em tempo real durante a operação do sistema, variando em função da concentração de ácido bórico no SRR. A estratégia de boração também foi implementada de forma similar, ou seja, com a vazão de boro variando em função da diferença entre a temperatura média e a temperatura de referência. A metodologia adotada demonstrou-se eficaz durante os testes, portanto foi mantida.

Para o cálculo da vazão mínima foi adotado o valor de 5 lpm para a concentração de boro de 1800 ppm (início de ciclo) e 100 lpm para a concentração de 10 ppm (fim de ciclo). Resolvendo a equação da reta, foi obtido o resultado seguinte.

$$v_1 = -0,05307.C_{\text{Boro}} + 100,5307 \quad (3.1)$$

Para o cálculo da vazão máxima foi adotado o valor de 20 lpm para a concentração de boro de 1800 ppm (início de ciclo) e 450 lpm para a concentração de 10 ppm (fim de ciclo). Resolvendo a equação da reta, foi obtido o resultado seguinte.

$$v_2 = -0,24022.C_{\text{Boro}} + 452,24022 \quad (3.2)$$

Para os coeficientes da equação da reta que determina as vazões entre v_1 e v_2 , foram adotados $a = 2.v_1$ e $b = v_1$. Essas regras foram escolhidas por terem apresentado um bom resultado após sucessivas execuções do programa com diversos cenários.

O cálculo da temperatura de referência por sua vez, foi implementado da mesma forma que é feito na usina como mostra o gráfico da figura 3.3 e equação 3.3. Na usina a temperatura de referência é obtida através de uma conversão direta do transmissor de pressão do primeiro estágio da câmara de impulso da turbina de alta pressão, assim tem-se uma relação direta da potência da turbina com a temperatura de referência.

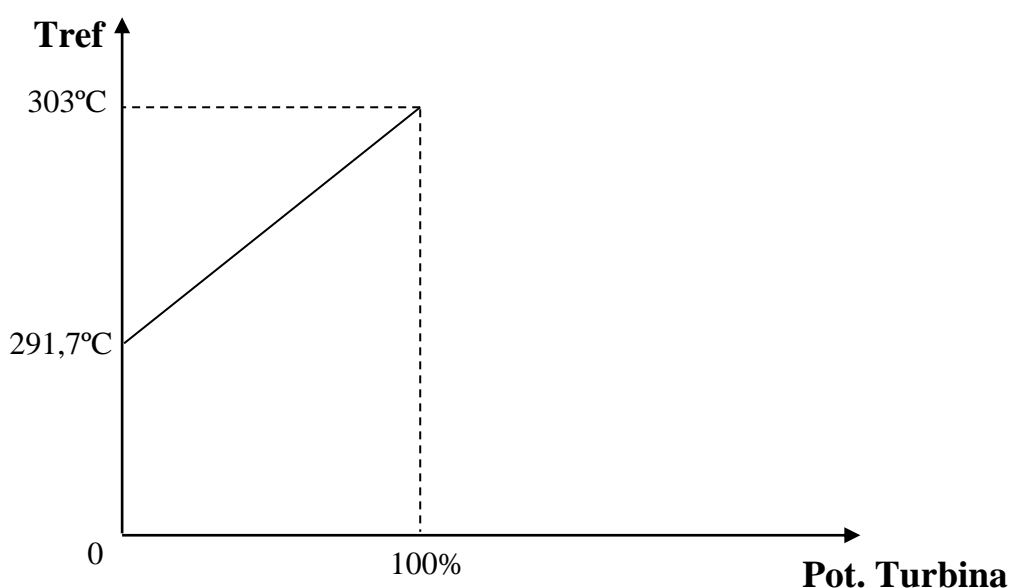


Figura 3.3 – Relação da temperatura de referência com a carga da turbina.

$$T_{ref} = 0,113.Pot(\%) + 291,7 \quad (3.3)$$

3.3 Tempo de homogeneização do SRR

Após uma manobra de diluição ou boração ocorre mudança na concentração de boro do SRR, no entanto, essa mudança não é instantânea, pois é necessária a homogeneização de toda a massa do SRR na nova concentração de boro. Na usina Angra 1 por exemplo, a massa do SRR é 132.440 kg em 157 kg/cm² de pressão e temperatura na faixa operacional de 291,7°C a 303°C. O tempo de homogeneização do SRR é o tempo necessário para disponibilização da reatividade adicionada, após isso, o

crescimento do fluxo neutrônico segue a equação de Inhour conforme explicado no item 2.10.

A solução para se obter o tempo de homogeneização aproximado foi a constatação empírica do funcionamento do reator de Angra 1. Em diversas manobras de diluição e boração, foi observado um tempo aproximado de 18 minutos para disponibilização de toda a reatividade inserida na manobra, conforme mostra a figura 3.4. Este tempo pode variar com o volume de ácido bórico ou água inserido, assim como varia com a “queima acumulada” do combustível, ou seja, com a concentração de ácido bórico no SRR, contudo, o valor aproximado encontrado atendeu à precisão requerida para satisfazer o objetivo da simulação que é testar e demonstrar a eficácia do sistema de controle de reatividade proposto.

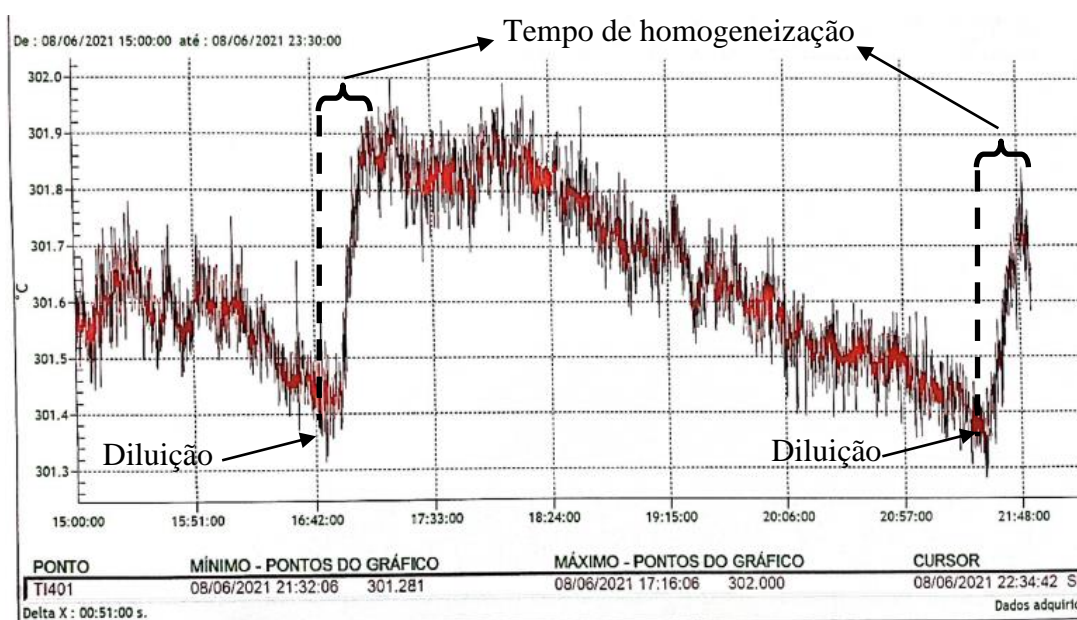


Figura 3.4 – Observação do tempo de estabilização da temperatura do SRR após manobras de diluição.

3.4 Inserção de reatividade no SRR

A inserção de reatividade no núcleo começa no momento em que se inicia a injeção de água ou ácido bórico e termina após a homogeneização do SRR. A implementação computacional da inserção de reatividade foi feita em forma de degraus, da seguinte forma: a reatividade total a ser inserida é dividida em 18 partes e a cada

minuto uma parte é disponibilizada para o núcleo na forma de degrau. A razão de escolha dessa metodologia foi a simplicidade de implementação na linguagem de programação e também por ter se mostrado satisfatória no atendimento ao objetivo do trabalho.

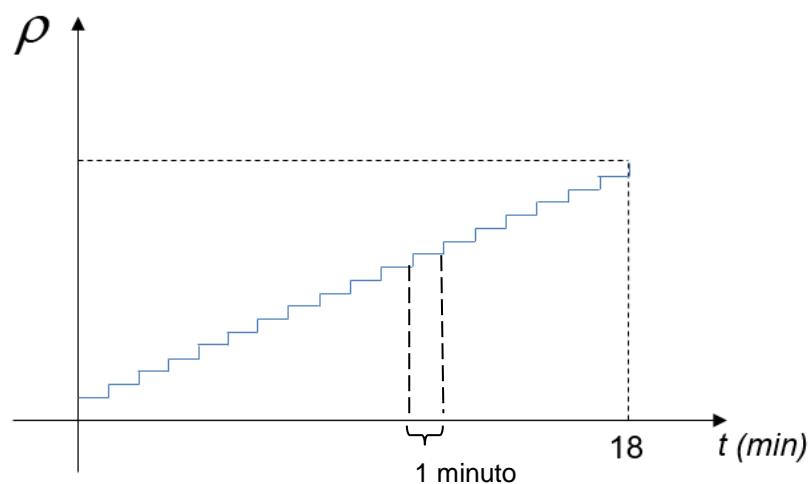


Figura 3-5 – Implementação computacional da inserção de reatividade no núcleo.

Conforme observado no item 2.10, o período do reator é calculado pela equação 2.28 e o fluxo neutrônico varia com o resultado da equação 2.22. Como a implementação computacional fracionou a reatividade em 18 partes, o cálculo do período também foi modificado para atender aos 18 incrementos de reatividade que são frações da reatividade total.

$$T = \frac{\beta - \rho/18}{\bar{\lambda}\rho/18} \quad (3.4)$$

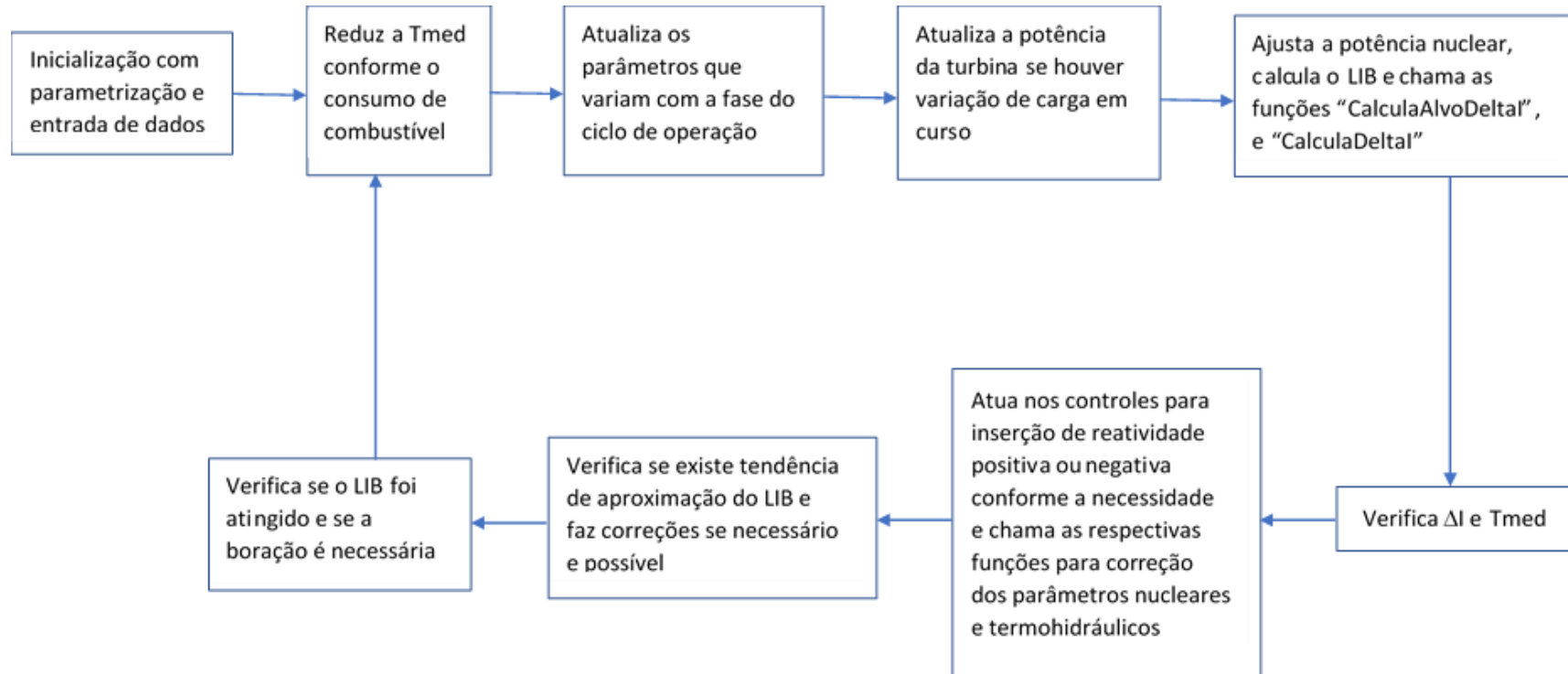
A variação do fluxo é $\phi = \phi_0 e^{1/T}$ que sofre 18 incrementos ou decrementos, a depender se o período é positivo (diluição) ou negativo (boração).

4 Programa computacional na linguagem C

O programa computacional que processa todas as entradas do sistema de controle e determina as ações a serem tomadas, foi escrito na linguagem de programação C, devido ao conhecimento prévio do autor acerca dos comandos desse código e pode ser transcrito para outra linguagem de programação conforme a conveniência.

Na página seguinte, apresenta-se um fluxograma simplificado do funcionamento do programa computacional e na sequência descreve-se o detalhamento de suas funções.

Fluxograma simplificado do funcionamento do programa computacional



4.1 Funções de controle de reatividade

4.1.1 Função “CompensaQueima”

Esta função insere reatividade positiva por diluição do SRR ou retirada de barras de controle. Serve para corrigir a temperatura média do SRR compensando a queima do combustível, variações de Xe, e/ou nos transitórios de variação de carga.

Para que essa função seja executada é necessário uma diferença mínima entre a temperatura média e a temperatura de referência menor que $-0,1^{\circ}\text{C}$. Dessa forma, se não houver transientes de carga, essa função será acionada para compensar a queda da temperatura média do SRR provocada pela “queima” de combustível. Também atua corrigindo a temperatura média durante elevações de carga já que a Tmed terá que ser corrigida conforme ocorre o aumento da Tref. Esta função também é acionada para os casos em que variações nas concentrações do Xe causem redução da Tmed em relação a Tref acarretando um desvio menor que $-0,1^{\circ}\text{C}$.

Durante o processamento da função “CompensaQueima” ocorre a ponderação entre a diluição e a retirada de barras de controle conforme os critérios explicados no item 2.5, visando evitar eventual amplificação de oscilação de Xe. Outra avaliação feita é sobre a necessidade de correção para o caso da diferença entre as temperaturas for menor que $-0,3^{\circ}\text{C}$ e o cumprimento da regra do item 2.5, nesse caso a correção da Tmed é priorizada.

A determinação da vazão de diluição é feita conforme explicado no item 3.2, sendo que os valores de vazão mínima e máxima e os coeficientes da equação da reta deste item são atualizados automaticamente do início para o fim do ciclo de operação.

4.1.2 Inserção de reatividade negativa

A inserção de reatividade negativa, na versão atual do programa, está integrada na função principal (*main*) do programa. Tem por objetivo compensar transitórios de redução de carga e/ou de Xenônio por boração do SRR ou inserção de barras de controle.

Para decidir entre a inserção de barras e a boração, além dos critérios apresentados no item 2.5, também é considerada a posição do banco de controle D, no intuito de evitar a ocorrência dos alarmes de limite de inserção baixo e muito baixo. Se o erro entre a T_{med} e T_{ref} for grande, maior que $+1,5^{\circ}\text{C}$, então o limite de inserção poderá ser atingido e um ou ambos alarmes poderão ocorrer por um curto intervalo de tempo, havendo uma condição limite de operação, no entanto, as ponderações feitas tem o objetivo de evitar ou minimizar a condição limite, de forma a obter um desempenho superior ao de uma usina com sistema de controle convencional, ou seja, se comparado a usinas que possuem sistemas independentes para controle de barras e para controle da concentração de ácido bórico.

A vazão de adição de ácido bórico ao SRR será proporcional ao desvio de temperatura, assim quanto maior for o desvio maior a vazão do ácido, mantendo a estratégia de pequenos incrementos por ativação, assim o sistema sempre verifica a necessidade de continuar com a boração ou não.

4.1.3 Função “Corrige_Delta”

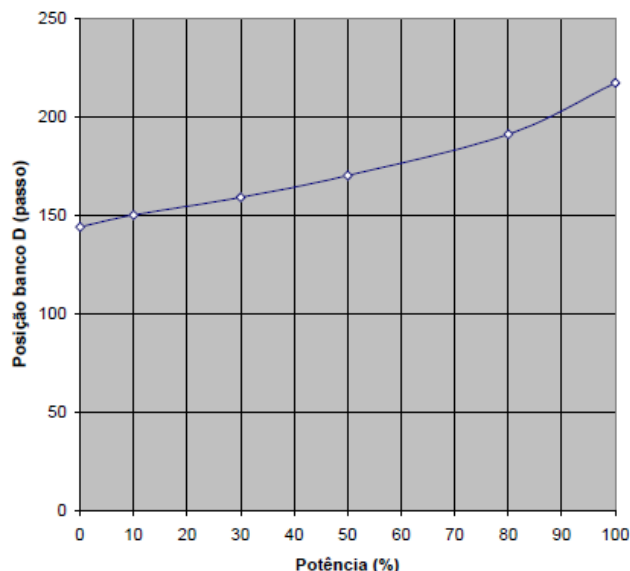
Esta função pode inserir reatividade positiva por diluição ou retirada de barras de controle, também pode inserir reatividade negativa por boração ou inserção de barras de controle com o objetivo de evitar que o desvio axial de fluxo neutrônico extrapole a banda alvo, mantendo-o mais próximo possível do alvo, sem comprometer o desvio da temperatura média do SRR em relação à temperatura de referência.

Ponderações são feitas entre os valores de ΔI e desvio de temperatura para a tomada de decisão entre alteração da concentração de boro do SRR e movimentação de barras de controle, assim como determinação das vazões de boração e diluição.

4.1.4 Correção de posição das barras de controle

A correção da posição das barras de controle é feita para evitar a atuação dos alarmes de limite de inserção baixo e limite muito baixo de inserção pelas razões apresentadas no item 2.9. Tem por objetivo evitar a CLO de “Limite de Inserção Muito Baixo”, mantendo as barras acima dos referidos alarmes.

Para efetuar a correção da posição do banco de controle D, a posição esperada para esse banco foi calculada conforme a figura e tabela abaixo extraída do procedimento PP-R 11.



| Potência (%) | Posição banco D (passo)] |
|--------------|--------------------------|
| 0 | 144 |
| 10 | 150 |
| 30 | 159 |
| 50 | 170 |
| 80 | 191 |
| 100 | 217 |

Figura 4.1 – Posição esperada do banco de controle D.

A partir desse gráfico foi definida a equação para a posição esperada do banco D conforme mostrado a seguir.

$$BD = 0,73.Pot(\%) + 144 \quad (4.1)$$

Onde BD é a posição esperada do banco D e Pot é a potência nuclear porcentual. Novamente, ponderações são feitas em relação a variável calculada BD, valor da diferença de temperatura e ΔI para decidir sobre a possibilidade de correção de posição de barras de controle.

4.1.5 Boração devido ao limite de inserção baixo e muito baixo

A boração normal é ativada quando o limite de inserção baixo é atingido e a boração de emergência é ativada quando o limite de inserção muito baixo é atingido.

Esta ação foi implementada tendo como base o atual projeto da usina Angra 1. A diferença é que, em Angra 1 a boração é ativada manualmente, sendo que no sistema proposto, a adição de ácido bórico ao SRR ocorre automaticamente e com vazão proporcional entre a posição atual do banco D e o limite de inserção. Com essa estratégia, quanto mais inserida forem as barras de controle, ou seja, quanto maior for o comprimento de barra abaixo do limite de inserção, maior será a vazão de ácido bórico.

4.2 Funções do simulador

4.2.1 Função “VariacaodeCarga”

Essa função permite comandos manuais de variação de carga rápida ou lenta. A variação de carga rápida pode ser manual, definindo o valor alvo e taxa de variação de MWe na turbina, ou selecionando as opções de *run back* por desarme de bomba de água de circulação para 400MWe, desarme de bomba de água de alimentação principal para 300MWe ou para o alvo pré definido de 150 MWe. Já na opção de variação de carga lenta, deve-se definir o valor alvo e taxa de variação de MWe na turbina, podendo ser qualquer taxa e alvo entre 32MWe que é a carga da usina funcionando em “ilha”, ou seja, suprindo apenas os seus sistemas elétricos auxiliares e 650MWe equivalente a 100% de potência no reator.

Essa funcionalidade é baseada nos modos de variação de carga de Angra 1.

4.2.2 Ajuste de carga conforme entrada na função “VariacaodeCarga”

Esta funcionalidade ajusta a temperatura de referência conforme a taxa e alvo definidos na função “VariacaodeCarga”. Desta forma, objetiva ajustar apenas a demanda de potência conforme a taxa e alvo definidos. Inicialmente verifica-se a Tref já atingiu o alvo dentro do erro da taxa de variação de carga, se ainda não atingiu a Tref é ajustada, assim como a potência alvo.

O erro da taxa de variação de carga é calculado fazendo a conversão da taxa de variação de carga para temperatura da seguinte forma:

$$\text{Taxa (MW)} \times \frac{(303 - 291,7)^{\circ}\text{C}}{650\text{MW}} = \text{Taxa} \times 0,0173846^{\circ}\text{C} \quad (4.2)$$

Onde 650 MW é a potência elétrica com 100% de potência nuclear, 303°C é a temperatura de referência com 100% de carga na turbina e 291,7°C a temperatura de referência com a turbina em carga nula.

4.2.3 Ajuste da potência nuclear e da potência ativa do gerador

Tem a função de ajustar a potência entregue pela turbina e, da mesma forma que em uma usina real, a potência do reator segue a demanda da turbina para os casos de variação de carga. A potência alvo foi atualizada conforme explicada no item anterior, resta então atualizar a potência do reator e a potência entregue pela turbina.

A taxa máxima de variação de potência no reator de Angra 1 é de 5% por minuto, sendo uma limitação física, mesmo que a carga na turbina sofra uma variação quase que instantânea, a potência do reator respeitará essa limitação. Para implementação da variação da potência nuclear foi utilizado um *loop* no programa para simulação do limite do reator para os casos de variação de carga rápida.

Além das limitações físicas, existem as limitações para preservação da integridade do elemento combustível e devem ser respeitadas conforme o procedimento de operação PO-G 03. A seguir, está transcrito o trecho do procedimento PO-G 03 que descreve a limitação da taxa de elevação de carga, assim esses limites devem ser obedecidos sempre que for feito um comando manual de elevação de carga.

“Os critérios para aumentos de potência no reator são:

- a) Até 40% de potência no reator não se tem restrição de taxa. Recomenda-se a taxa máxima de 10%/h (1 MW/min). A finalidade é alertar quanto a uma subida de potência no reator até 40%. A Westinghouse não define nenhuma restrição de taxa de elevação de potência até 40% no reator. Conforme dados empíricos, as interações entre pastilha e o encamisamento não ultrapassam a resistência deste último com até 40% no reator. O valor máximo recomendado de 10%/h (1MW/min) é o que se pratica entre PWRs da Westinghouse.*
- b) Entre 40% e 90% de potência no reator, para o nível de potência com o combustível não condicionado, o limite de taxa é de 3%/h(0,3MW/min).A finalidade é alertar quanto a subida de potência no reator entre 40% e 90%. Variação brusca de potência quando a pastilha e o encamisamento estiverem em contato poderá submeter este último a tensões de tração*

superiores a seus limites de resistência mecânica o que provocará falha de combustível. A taxa de 3%/h, confirmada empiricamente, é conservativa, pois assegura uma tensão máxima sobre o encamisamento bastante inferior à tensão de escoamento do zircaloy.

- c) *A subida de potência entre 40% e 90% no reator, numa taxa maior que 3%/hora (0,3 MW/min) ou um simples salto de 10% (64 MW) seguido de uma espera de 3 horas, só poderá ser feita com autorização explícita da Chefia da Operação de Angra 1 e, mesmo assim, limitado a uma taxa de 10%/hora (ou um simples salto de 10% seguido por uma espera de 1 hora) e também obedecendo aos limites de pré-condicionamento do combustível. A finalidade é fornecer orientação quando da subida da potência do reator entre 40% e 90%.”*

4.2.4 Função “CalculaAlvoDeltaI”

Na prática, o setor de física de reatores, faz o “mapeamento” periódico do fluxo neutrônico e atualiza o valor alvo do ΔI . No programa este valor é atualizado automaticamente por valores usuais com base no histórico de operação da usina Angra 1.

Como é possível observar na figura 2.7, a curva alvo do ΔI é inclinada e o seu valor depende da potência nuclear. Essa curva pode sofrer alteração ao longo do ciclo de operação na medida que são efetuados os mapeamentos de fluxo. Com base no exposto, foram implementadas as regras descritas na sequência.

Para concentrações de boro maior ou igual a 1080ppm:

$$\text{Alvo Delta I} = (71,43 - \text{Pot}) / 28,57 \quad (4.3)$$

Para concentrações de boro maior ou igual a 720ppm e menor que 1080ppm:

$$\text{Alvo Delta I} = (57,14 - \text{Pot}) / 28,57 \quad (4.4)$$

Por fim, para concentrações de boro menor que 720ppm:

$$\text{Alvo Delta I} = (42,86 - \text{Pot}) / 28,57 \quad (4.5)$$

Dessa forma, o ciclo de operação do reator foi dividido em três fases, cada uma com a sua curva, dependente da potência nuclear, de valor alvo do ΔI .

4.2.5 Função “CalculaDeltal”

Esta função calcula os valores das concentrações locais (topo e base) e globais de Iodo e Xenônio no reator com variáveis específicas para cada situação. Atualiza o valor do ΔI devido às oscilações locais do Xe e atualiza a potência nuclear e, por conseguinte atualiza a temperatura média devido às variações globais do Xe.

A elaboração dessa função, devido ao tamanho e complexidade das equações, foi feita em três etapas. Primeiramente, as equações com os respectivos gráficos, foram validadas no excel (Apêndice A), posteriormente foi construído um programa na linguagem C exclusivo para testes das equações e comparação com o arquivo excel. Por fim, após testes e validações as equações foram implementadas no programa principal para simulação das variações de reatividade devidas às alterações do Xe.

Para correlação da concentração de Xe em átomos / cm^3 com o valor de reatividade em pcm foram utilizados os gráficos das figuras 4.2 e 4.3, obtidos do procedimento PP-R 11 que regem o comportamento desse radionuclídeo. A curva de reatividade e concentração do Xe possuem a mesma forma, com base nisso foi feita a correlação entre os valores comparando os valores de pico e equilíbrio a 100% de potência para obtenção do fator de correlação, pois a equação do Xe apresenta resultado em átomos / cm^3 e o parâmetro de interesse é reatividade em pcm.

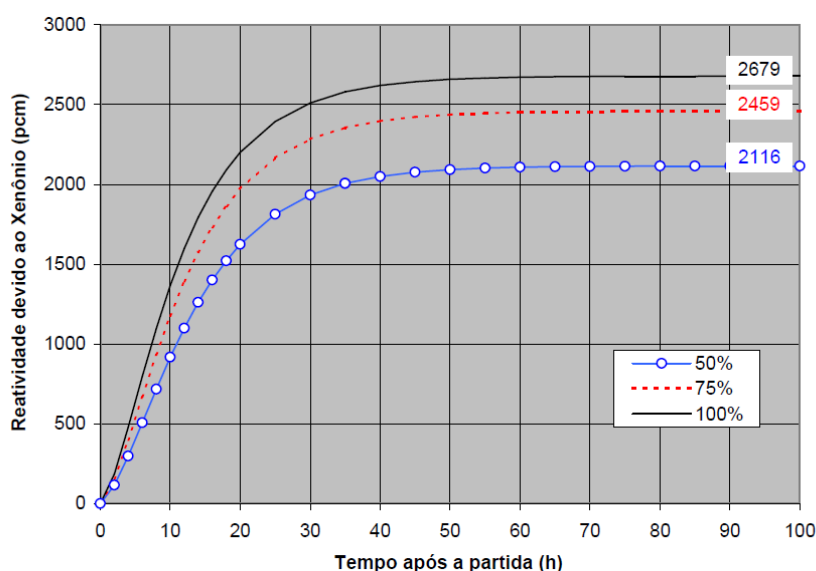


Figura 4.2 – Valor integral de reatividade do Xe após uma partida do reator.

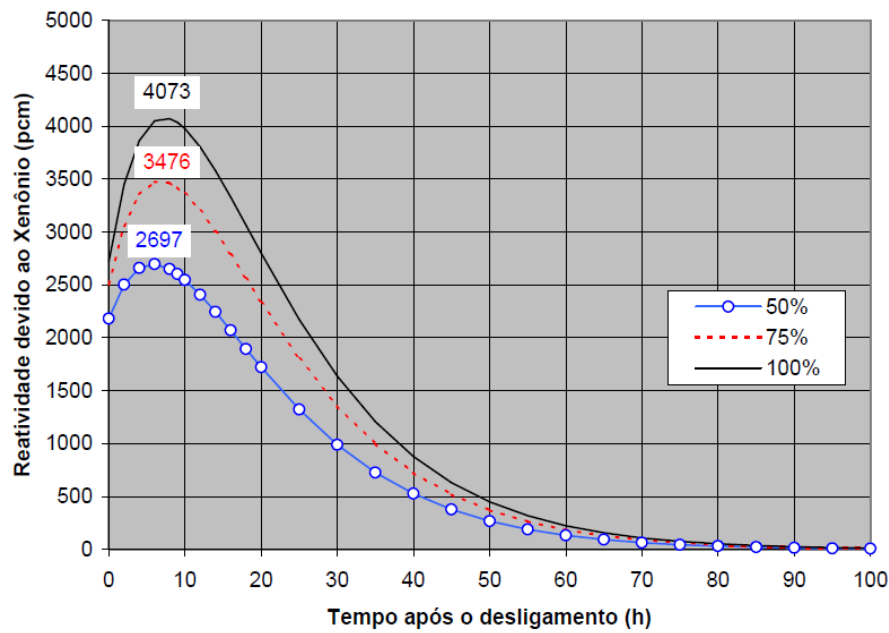


Figura 4.3 – Valor integral de reatividade do Xe após um desligamento do reator.

O núcleo da usina Angra 1 é considerado pequeno na dimensão radial e longo na axial, por isso a oscilação do Xe é importante no eixo vertical e é desprezada radialmente e azimutalmente. A título de informação, o elemento combustível de Angra 1 do tipo 16 NGF possui as dimensões mostradas na figura 4.4. Para simular as oscilações na direção axial, o núcleo foi dividido em duas partes, topo e base. Assim foi criada a variável de fluxo neutrônico local que sofre alteração decorrente de diluições, borachões ou movimentação de barra e também foi utilizada uma variável global para o fluxo de nêutrons que é modificada por alteração na potência nuclear. Resumidamente, se não tivermos alteração de carga na turbina ou problemas na eficiência térmica da planta, pode ocorrer apenas variações locais do Xe, se houver variação de carga e/ou eficiência térmica ocorrerá variações locais e globais do Xe.

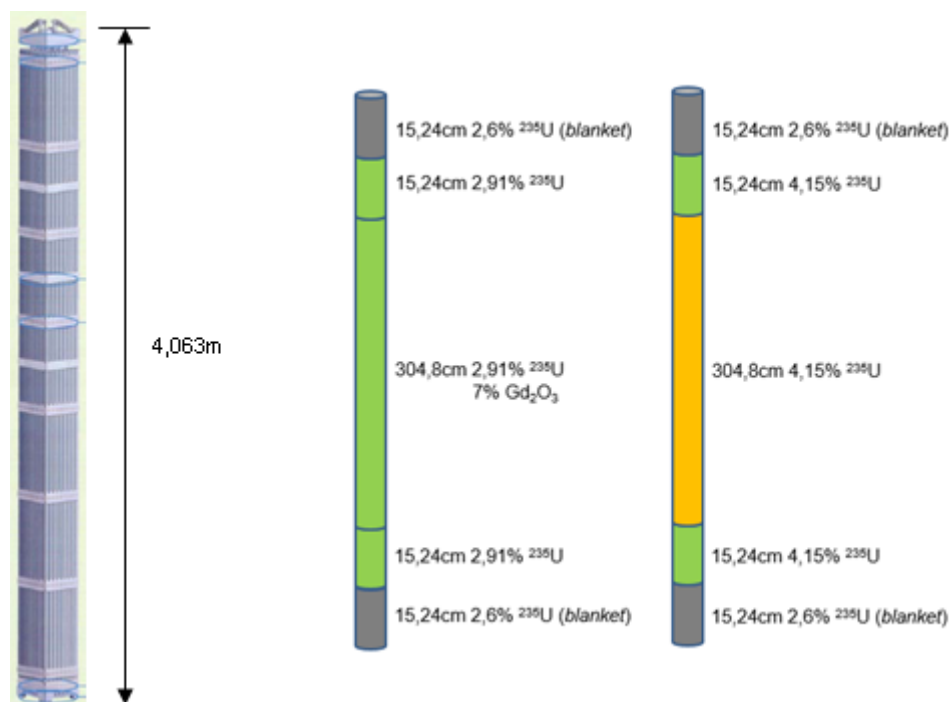


Figura 4.4 – Elementos combustíveis tipo 16 NGF do núcleo de Angra 1.

4.2.6 Correção da Tmed e ΔI devido às inserções de reatividade

Funções foram implantadas para simular o comportamento do reator e SRR mediante as inserções de reatividade no núcleo. Sempre após ativação das funções que inserem reatividade negativa ou positiva no núcleo as funções “CorrigeTmedDiluicao” e “CorrigeDeltaIDiluicao”, “CorrigeTmedBoracao” e “CorrigeDeltaIBoracao”, “CorrigeTmedDeltaBarra” e “CorrigeDeltaIDeltaBarra” são acionadas para corrigir a Tmed e ΔI , após manobras de diluição, boração e variação de barras de controle, respectivamente.

O funcionamento dessas funções tem por base a teoria e formulações apresentadas ao longo do capítulo 2.

4.2.7 Simulação da redução de Tmed com o consumo do combustível

A taxa de redução de Tmed em decorrência do consumo do combustível depende do valor do coeficiente de reatividade de temperatura do moderador, que depende da fase do ciclo de operação (“queima acumulada”). A concentração de boro

por sua vez, também depende da “queima acumulada”. Assim, sabendo o valor de reatividade referente à queima diária na potência nominal, foi possível estabelecer uma regra para decréscimo da Tmed com o tempo.

Sabendo o valor do coeficiente de reatividade de boro e a redução da concentração média diária de boro do SRR relativa à compensação da “queima do combustível” é possível saber a quantidade de reatividade negativa média diária inserida pelo consumo do combustível. Na prática, foi multiplicado o α_{boro} pela redução da concentração diária de boro, que está compreendida entre 3,5 e 4 ppm, assim foi encontrado o valor de reatividade em pcm. De posse deste valor e do α_{mod} já é possível estabelecer uma relação de queda de temperatura cujo valor é dependente da concentração de boro do SRR, já que o α_{mod} depende deste parâmetro. A equação final obtida é mostrada a seguir e representa o tempo em minutos para queda de 0,1°C da Tmed do SRR.

$$\text{Tempo queda Tmed} = (2601 - C_{\text{boro}}) / 6,31 \quad (4.6)$$

Também foi utilizado artifício computacional para identificação de múltiplos do tempo de decréscimo de 0,1°C na temperatura e variáveis auxiliares para compensar o tempo dispendido na execução de outras funções do programa.

5 Resultados

5.1 Comparação da simulação com o histórico de operação

Para fins de comparação, foi obtido todo o histórico do ciclo de operação 18 da usina Angra 1, desde a primeira partida do reator até o último desligamento, com intervalo de amostragem de um minuto, para os parâmetros considerados de interesse. Os dados inválidos e oriundos de testes de instrumentos foram expurgados. Dados válidos, porém, resultantes de transientes menos significantes ou variações de indicação em canais de instrumentação, não foram simulados. Os parâmetros considerados foram os seguintes:

- Potência Nuclear
- Potência Elétrica Ativa
- Temperatura Média do SRR
- Diferença Axial de Fluxo Neutrônico

No simulador integrado com o sistema de controle criado durante a elaboração deste trabalho, foi compilado o regime de operação do ciclo 18 por completo, com repetição de todos os transientes relevantes de carga na turbina. Os resultados foram comparados e são apresentados na sequência.

5.1.1 Potência nuclear

A potência nuclear varia com a demanda do secundário, que por sua vez depende da carga da turbina, eficiência do ciclo termodinâmico e eventuais transientes. Neste trabalho, não são considerados, transientes devido às variações de eficiência do ciclo termodinâmico.

Pelo gráfico da figura 5.1, verifica-se o histórico da potência do reator durante o ciclo 18 da usina Angra 1, no qual mostra a partida inicial do reator, dois desligamentos intermediários e o desligamento final para a parada da usina para recarregamento. A maioria das reduções de carga observadas durante o ciclo de operação foram devidas ao

teste das válvulas governadoras da turbina, que requerem redução de 25% da potência nominal para sua execução.

Já o gráfico da figura 5.2, mostra a variável potência nuclear simulada com repetição dos transientes do ciclo 18, sendo que os tempos de ocorrência e duração dos eventos simulados são aproximados em relação aos eventos reais, pois foram criados a partir de entradas manuais durante a execução do simulador.

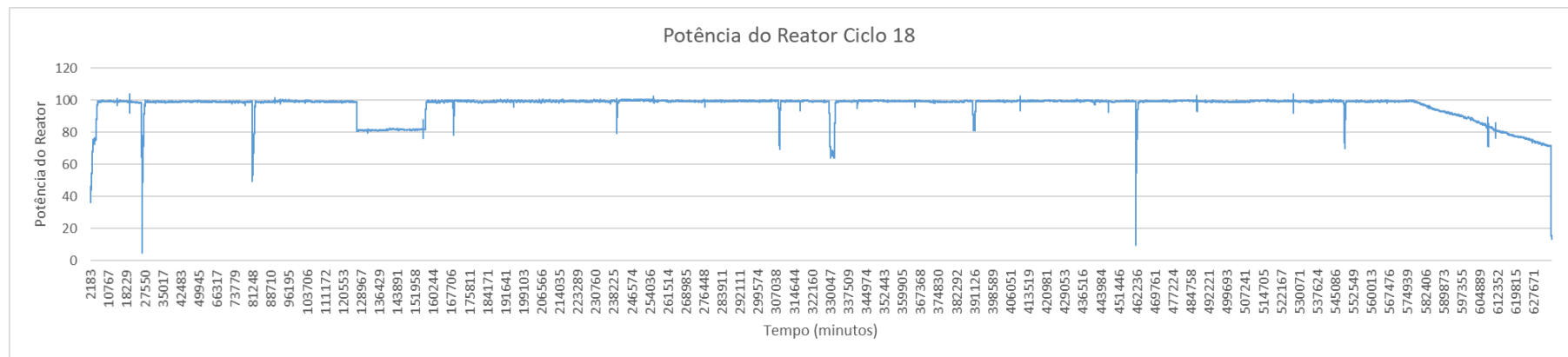


Figura 5.1 – Histórico da potência nuclear do ciclo 18 de Angra 1.

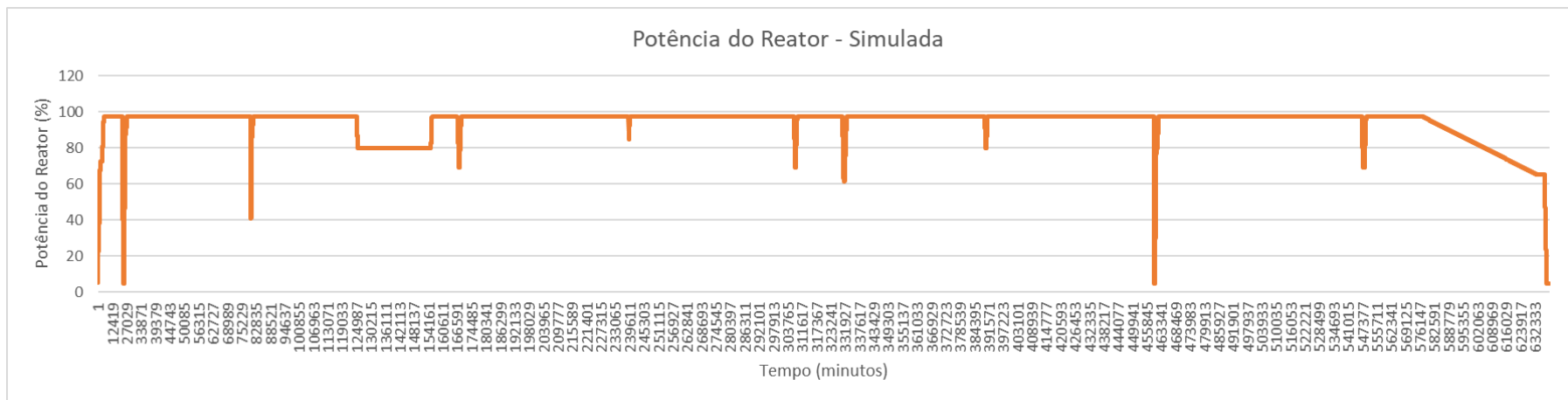


Figura 5.2 – Variável simulada da potência nuclear.

5.1.2 Potência elétrica ativa do gerador

O histórico da potência elétrica ativa de saída do gerador de Angra 1 pode ser observado através do gráfico da figura 5.3, enquanto a potência elétrica simulada é mostrada no gráfico da figura 5.4. Comandos manuais foram feitos durante a compilação do programa computacional criado para simular variáveis do reator e da turbina, esses comandos foram realizados da mesma forma que foram feitos na usina, para os casos de alteração manual de carga, com seleção da taxa de variação e alvo no sistema de controle da turbina.

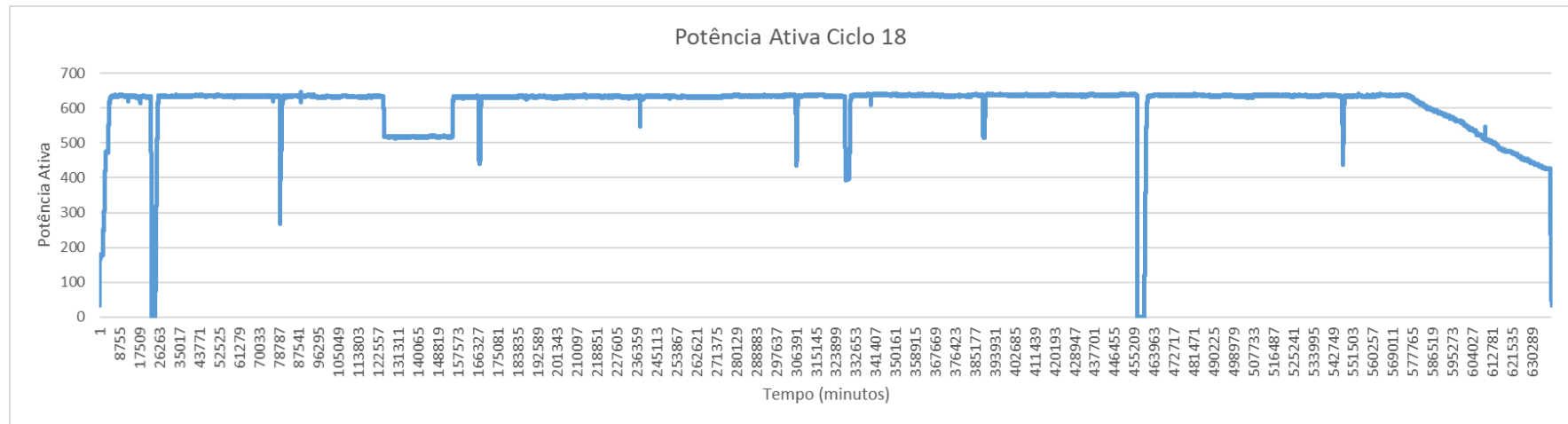


Figura 5.3 – Histórico da potência elétrica do ciclo 18 de Angra 1.

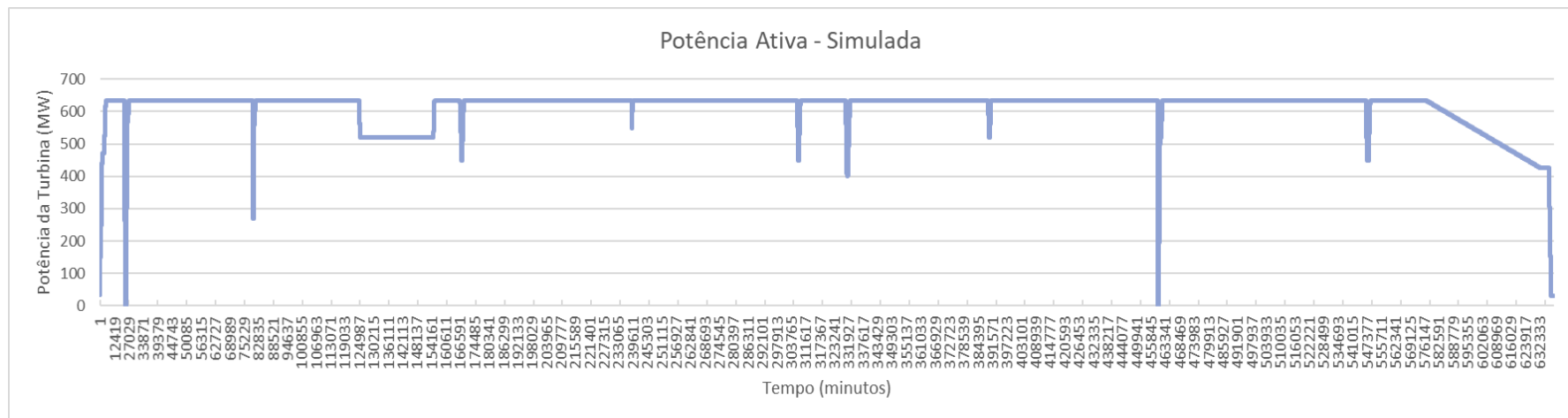


Figura 5.4 – Variável simulada da potência elétrica.

5.1.3 Temperatura média do sistema de refrigeração do reator

A temperatura média do SRR é um dos parâmetros modificados pelo sistema de controle de reatividade, ou seja, após cada aivação do sistema, seja por boração, diluição ou variação de posição de barras de controle, tem-se o reflexo e a alteração da Tmed. Pelos gráficos das figuras 5.5 e 5.6 que mostram, respectivamente, o histórico da Tmed do ciclo 18 e a Tmed gerada pelo simulador, observa-se grande semelhança entre a forma do gráfico com o parâmetro real, obtido através de medição direta na usina, e o gráfico da variável simulada, gerada pelo programa simulador e que é corrigida pelo sistema de controle de reatividade criado. A semelhança entre os gráficos demonstra a eficácia do modelo adotado para simulação dos parâmetros da usina e a manutenção da variável Tmed dentro dos limites requeridos e sempre próxima ao valor da temperatura de referência indica a eficácia e viabilidade do sistema de controle proposto. A estratégia de controle de reatividade proposta resultou em um ajuste mais rápido e preciso da Tmed se comparado com o sistema convencional de controle, também evitou desvios desnecessários em relação à temperatura de referência.

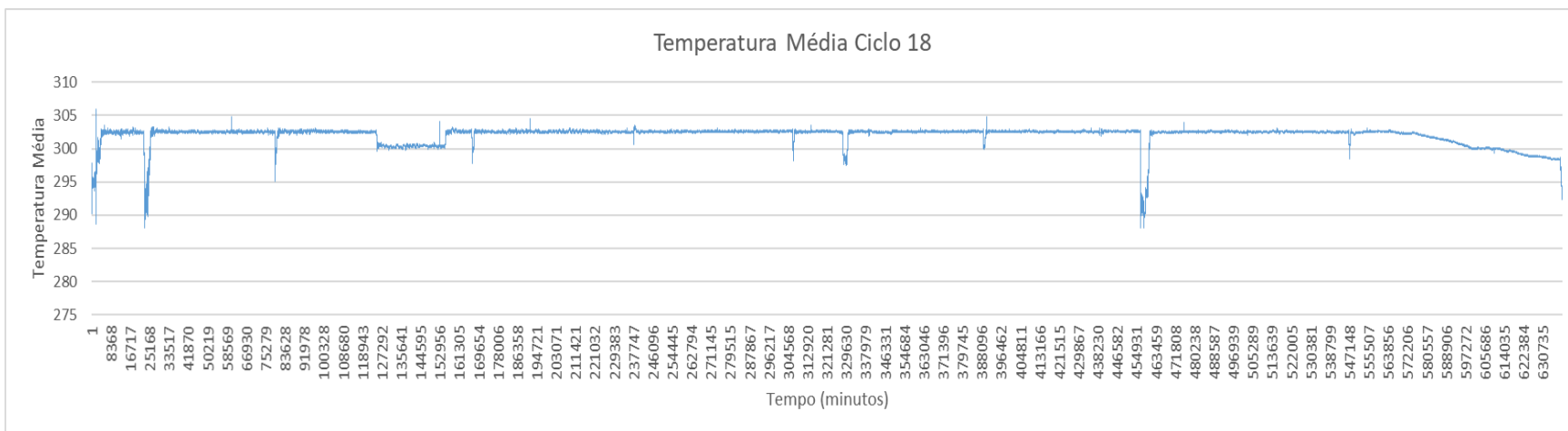
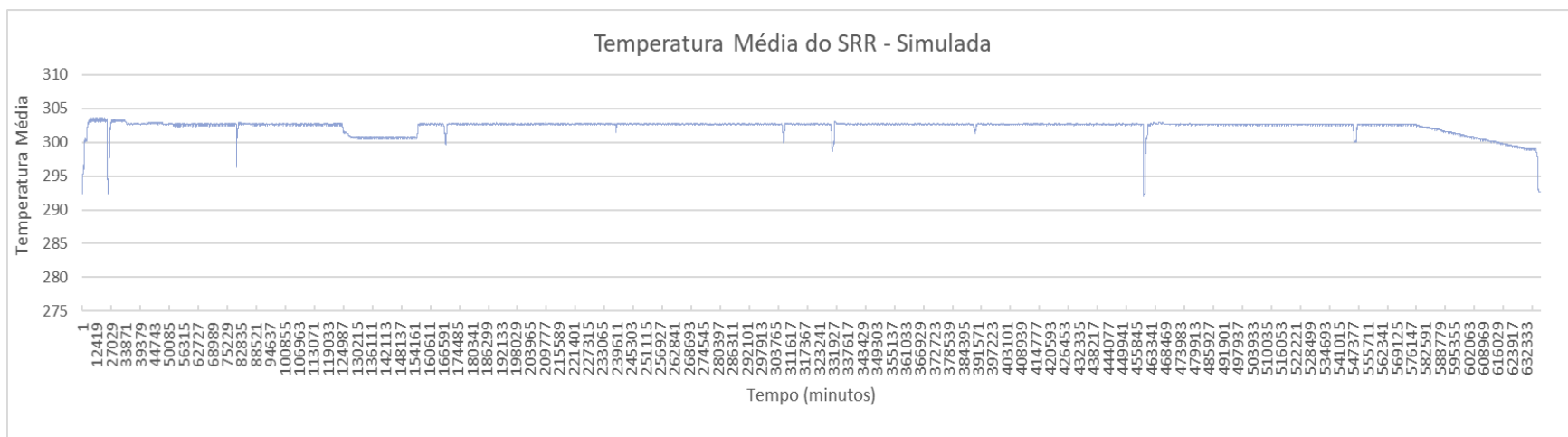


Figura 5.5 – Histórico da temperatura média do SRR do ciclo 18 de Angra 1.



5.1.4 Diferença axial de fluxo neutrônico

Além da T_{med} , o ΔI também é um parâmetro modificado pelo sistema de controle de reatividade. O sistema obtém, a todo tempo, o valor da diferença axial de fluxo para que possa efetuar correções, caso esse parâmetro tenda a sair da banda de operação. No gráfico da figura 5.7, observa-se o histórico do ΔI ao longo de todo o ciclo operacional 18 da usina Angra 1, enquanto o gráfico da figura 5.8, mostra a variável simulada. A análise do gráfico demonstrou que o sistema de controle proposto conseguiu manter o ΔI sempre dentro da banda alvo, realizando as devidas correções, quando esse parâmetro apresentou tendência no sentido de se afastar do alvo.

O controle toma decisão com base em ponderações entre correção do ΔI e da T_{med} de forma que a correção de um parâmetro não prejudique o outro significativamente. Pela avaliação dos gráficos, foi possível constatar que as ponderações efetuadas foram satisfatórias, pois os parâmetros permaneceram na faixa operacional normal. Verificou-se, também, que a variável simulada apresentou comportamento similar ao do parâmetro real, porém, com menos oscilações.

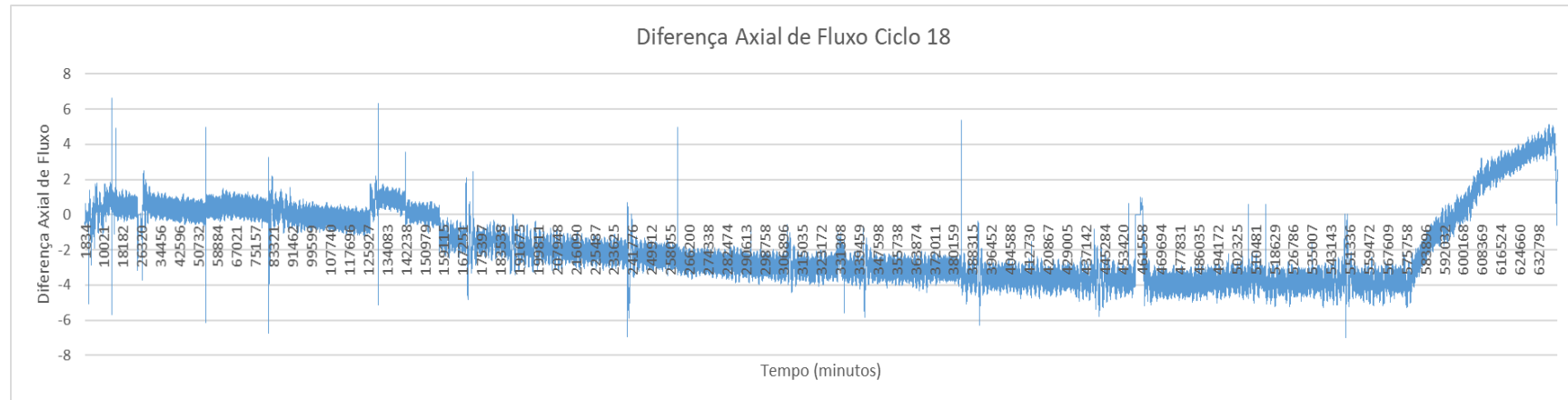


Figura 5.7 – Histórico da diferença axial de fluxo do ciclo 18 de Angra 1.

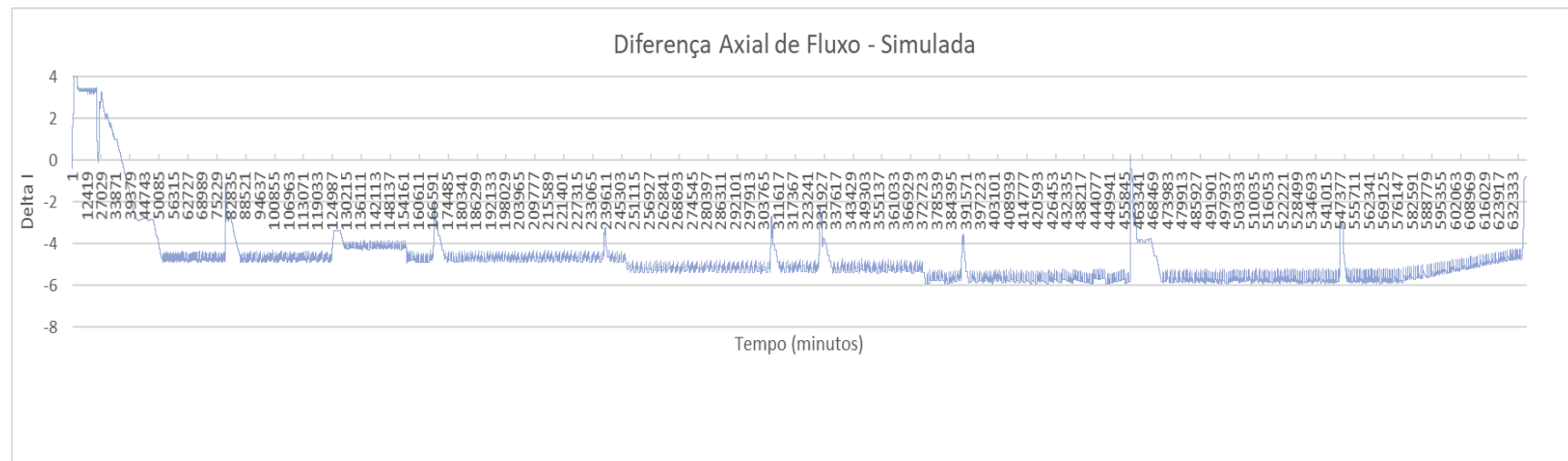


Figura 5.8 – Variável simulada da diferença axial de fluxo neutrônico.

5.2 Comparação da simulação com situações reais específicas

Neste item, serão abordadas duas situações específicas, ambas analisadas durante um intervalo de 24 horas e obtidas diretamente do SICA de Angra 1. As situações consideradas para estudo são: um dia de operação em regime permanente e elevação de carga. Nos itens seguintes, serão analisadas e comparadas as ações do operador humano com as respostas do programa implementado para controle de reatividade e simulador integrado.

5.2.1 Um dia de operação em regime permanente

Foi feita a comparação do resultado da simulação com um dia de operação, no início do ciclo operacional com a concentração de ácido bórico em 1800 ppm, Xe em equilíbrio e reator em 100% de potência e potência elétrica em 640 MW. Foi escolhido um dia do ciclo de operação com operação estável, sem ocorrência de nenhum transiente de carga ou variação significativa de eficiência da planta. Dessa forma a única manobra operacional efetuada, durante esse período, foi a diluição do SRR para compensar o consumo do combustível.

As variáveis consideradas para esta análise foram: volume de água inserida, temperatura média do SRR e valor do ΔI . O dia de operação considerado foi de 25/10/2011 – 00h00min até 26/10/2011 – 00h00min.

Na sequência, são apresentados os gráficos da figura 5.9 sobre o histórico do volume de água adicionado ao SRR e da figura 5.10 sobre a variável simulada referente ao volume de água adicionado ao SRR.

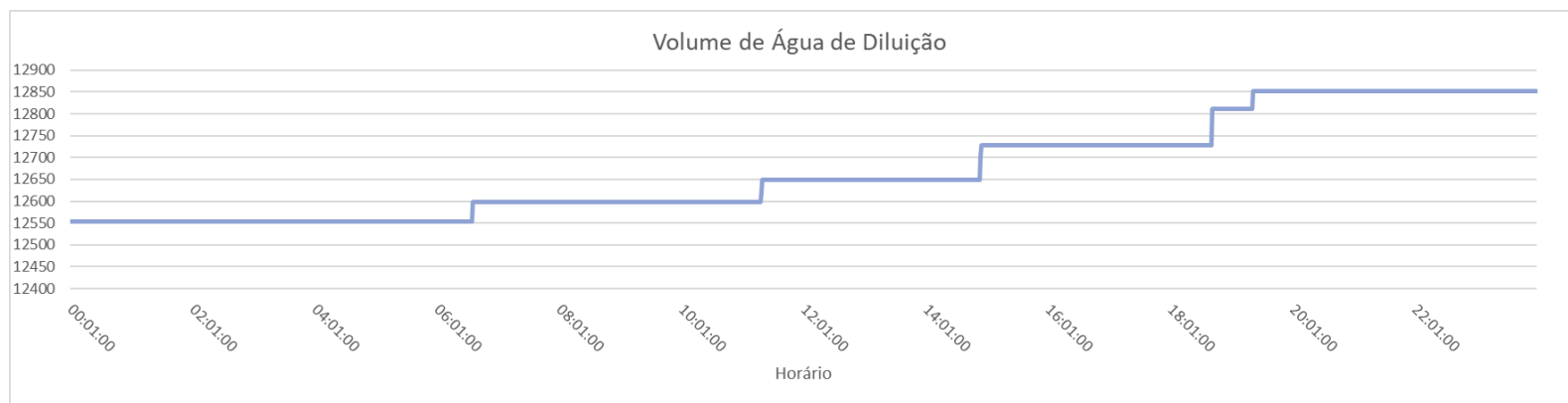


Figura 5.9 – Histórico do volume de água adicionado ao SRR.



Figura 5.10 – Variável simulada referente ao volume de água de diluição.

O gráfico da figura 5.9, mostra o registro do instrumento que contabiliza o volume total de água e boro adicionado ao SRR. No período considerado, houve apenas inserção de água, assim o volume de água adicionado, nesse intervalo de tempo, equivale à diferença entre o volume final e inicial apresentado neste gráfico. Volume total de água adicionado no dia em questão: $V_{\text{água}} = 12.851 - 12.553 = 298$ litros.

O volume total de água de diluição simulado e determinado pelo sistema de controle proposto coincidiu, para o período analisado, com o dia real de operação, ou seja, os mesmos 298 litros de água foram adicionados pelo programa. A diferença foi que a diluição foi acionada nove vezes e em incrementos menores pelo programa, enquanto pelo operador foi acionada cinco vezes com incrementos maiores. Conforme abordado, anteriormente nesse trabalho, uma das premissas do sistema de controle elaborado é prover incrementos menores de forma a evitar variações indesejadas em parâmetros termohidráulicos. A comparação dos gráficos contendo o volume de diluição real e o simulado refletem o atendimento deste objetivo.

Na sequência, são apresentados os gráficos da figura 5.11 sobre o histórico da temperatura média do SRR e da figura 5.12 sobre a variável simulada da temperatura média do SRR.

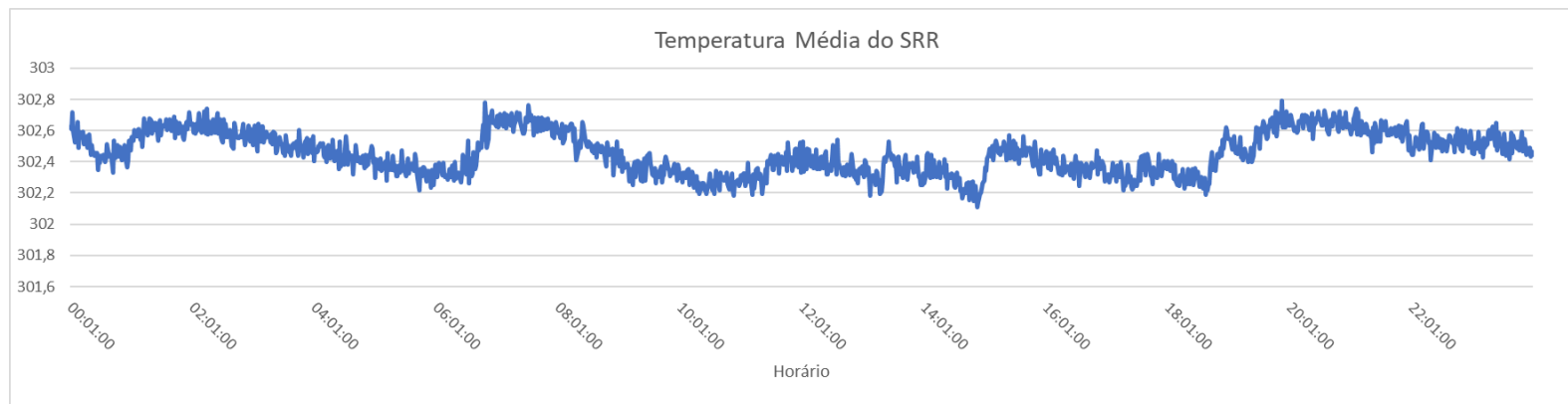


Figura 5.11 – Histórico da temperatura média do SRR.

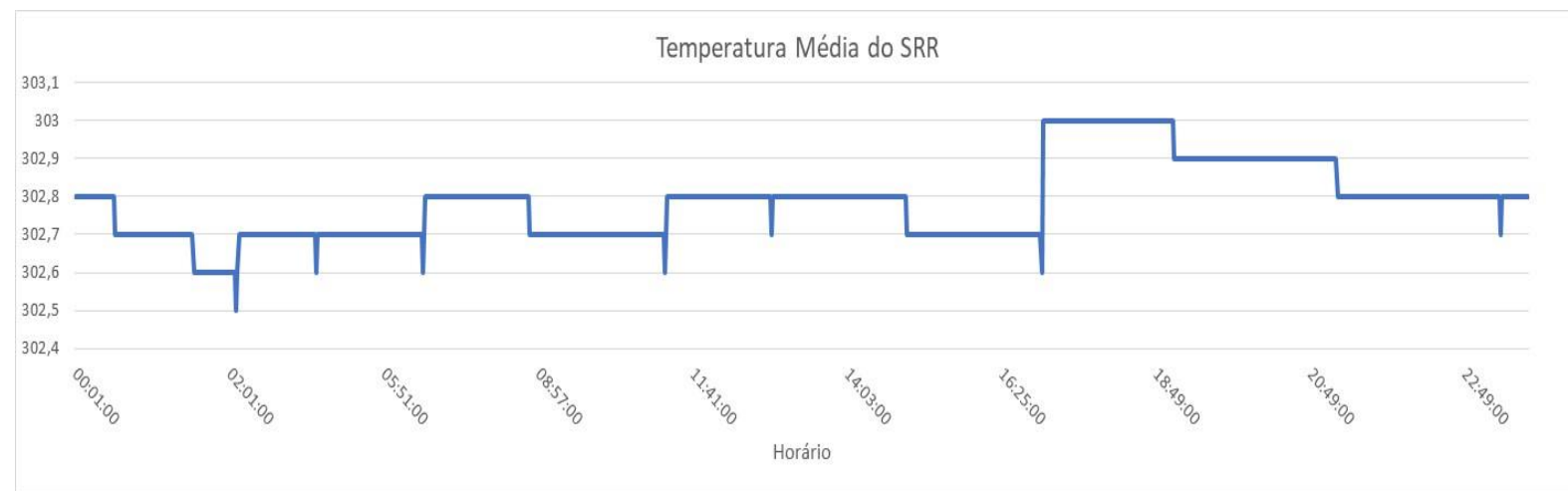


Figura 5.12 – Variável simulada da temperatura média do SRR.

O gráfico da figura 5.12, mostra o comportamento simulado da Tmed durante um dia de operação normal, ou seja, sem transientes de carga. Os “dentes” vistos no gráfico são devidos à forma em que a queda de Tmed foi programada em razão da “queima” do combustível. Foi utilizada a precisão de $0,1^{\circ}\text{C}$, valor escolhido baseado na precisão dos medidores de temperatura. Assim, quando o consumo de combustível é suficiente para promover a redução de $0,1^{\circ}\text{C}$ na Tmed, ocorre um degrau negativo nesta variável, e na sequência pode ou não ocorrer atuação do sistema de controle para correção, conforme a avaliação que o sistema faz. Já o gráfico da figura 5.11, mostra a Tmed decrescendo em rampa que é o comportamento físico real desta variável. Neste gráfico, a Tmed reduz até que o operador intervenha diluindo o SRR.

O alvo para a Tmed é a temperatura de referência, que para essa situação é de $302,8^{\circ}\text{C}$. Verifica-se, no gráfico da figura 5.12, que o erro máximo de temperatura simulada nesse período foi de $-0,3^{\circ}\text{C}$, sendo corrigido logo na sequência para $-0,1^{\circ}\text{C}$. Pelo exposto, considera-se o sistema de controle foi capaz de controlar Tmed de forma satisfatória para a situação em tela.

Na sequência, são apresentados os gráficos da figura 5.13 sobre o histórico da diferença axial de fluxo neutrônico e da figura 5.14 sobre Variável simulada da diferença axial de fluxo neutrônico.

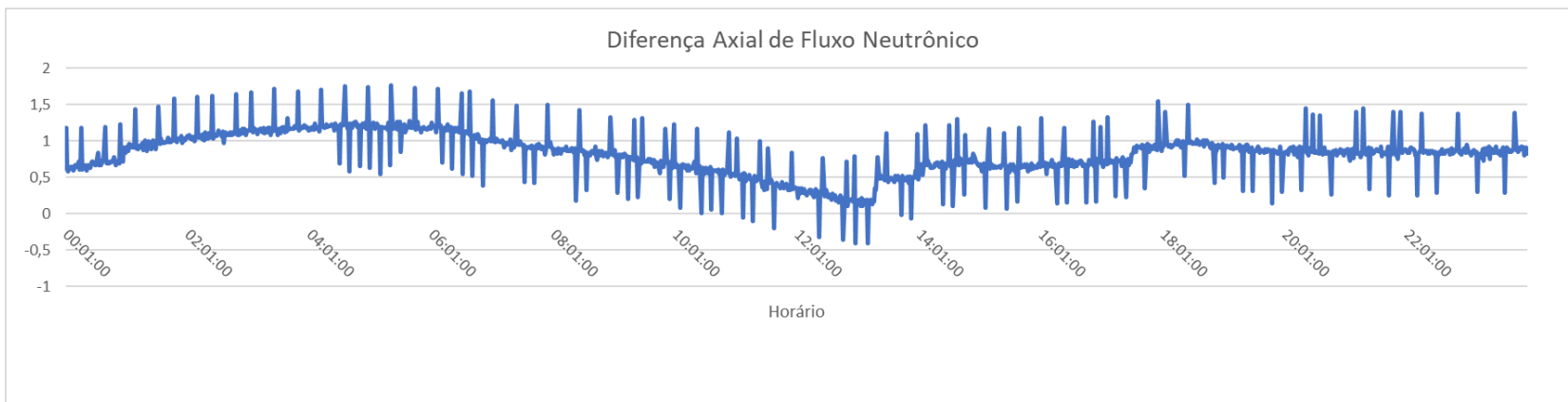


Figura 5.13 – Histórico da diferença axial de fluxo neutrônico.

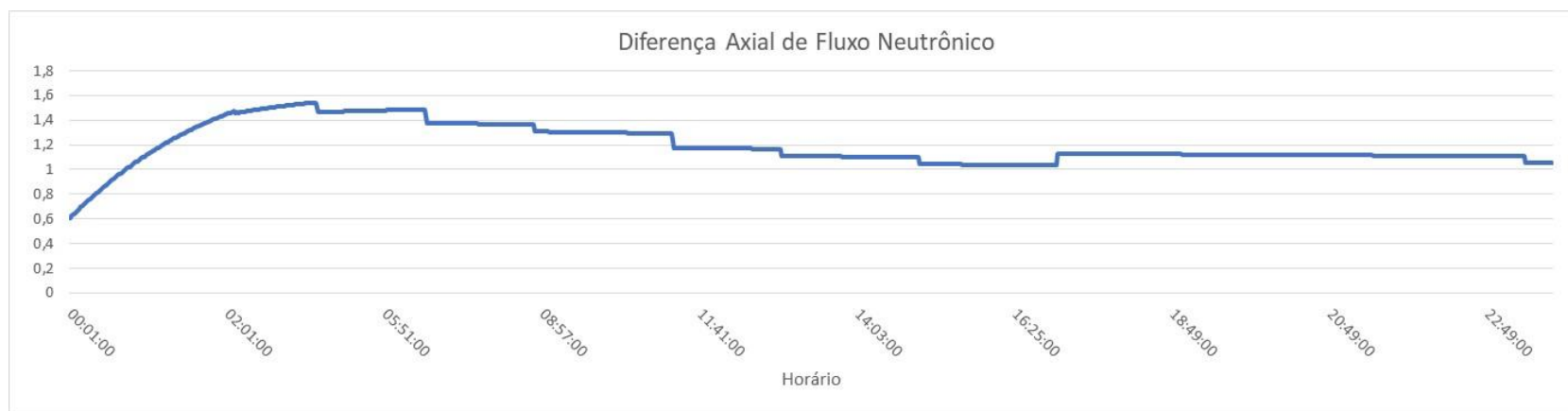


Figura 5.14 – Variável simulada da diferença axial de fluxo neutrônico.

O alvo do ΔI para esse período é +1, o valor inicial do ΔI simulado foi ajustado para +0,6, pois o valor real se inicia neste valor. O gráfico da figura 5.14, apresenta o ΔI durante o período de estabilidade de potência e mostra que o sistema de controle operou de forma similar ao operador humano e obteve um bom resultado convergindo o seu valor para próximo ao alvo durante as 24 horas analisadas.

5.2.2 Elevação de carga

Este item, analisa os resultados simulados com os parâmetros reais de uma elevação de carga de 32 MW até 636 MW, com taxa inicial de subida de carga de 3 MW/min, taxa intermediária de 1 MW/min e final em 0,1 MW/min. As taxas de subida de carga atendem às limitações do elemento combustível conforme visto no item 4.2.3, por esse motivo, para cada faixa de potência, é utilizada uma taxa específica. Nessa “rampa” de elevação de potência, ocorreram patamares de estabilidade, que também foram replicados, de forma aproximada, na simulação. As figuras 5.15 e 5.16 mostram a potência elétrica real da usina no período considerado e a potência elétrica simulada respectivamente. As condições iniciais e reais no evento considerado foram replicadas como ponto de partida da simulação, como por exemplo, ΔI inicial em -0,6.

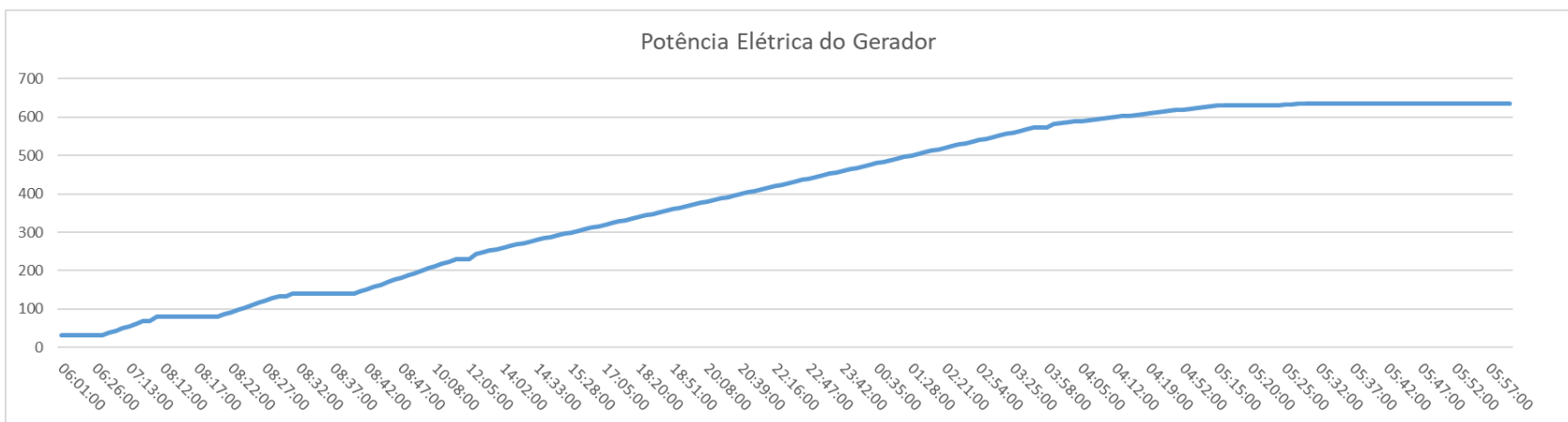


Figura 5.15 – Histórico da potência do gerador elétrico.

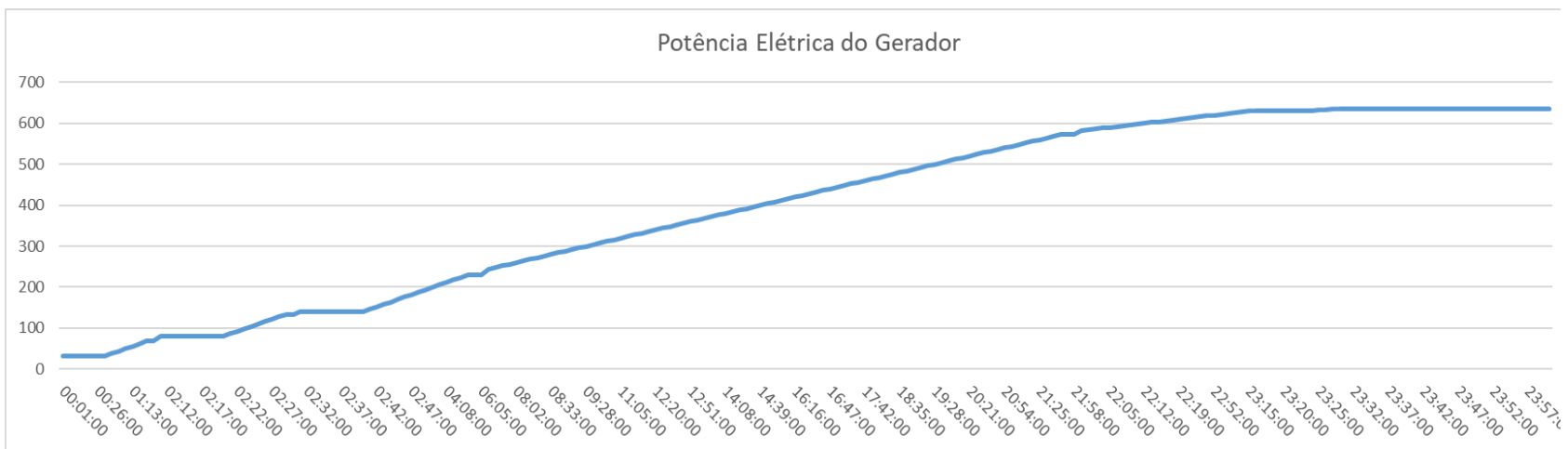


Figura 5.16 – Variável simulada da potência do gerador elétrico.

O gráfico da figura 5.17, apresenta o volume real de diluição durante a elevação de carga analisada. No período considerado, houve apenas inserção de água, assim o volume de água adicionado, nesse intervalo de tempo, equivale à diferença entre o volume final e inicial apresentado neste gráfico. Volume total de água adicionado no referido período: $V_{\text{água}} = 32.495 - 15.944 = 16.551$ litros.

No gráfico seguinte, observa-se o volume de diluição do SRR simulado pelo programa com as diversas ativações do sistema de controle proposto. Da mesma forma que ocorreu na usina, todo o volume inserido no SRR foi constituído por água, não havendo nenhuma ativação da boração.

Para a variável simulada foi obtido um total de 16.502 litros de água, ou seja, 49 litros de diferença em relação à ação do operador humano, o que equivale a aproximadamente 0,297% de diferença. Esta diferença pode ter sido causada por diferenças entre o efeito global simulado do Xe e o seu efeito real, já que para transientes de carga, esse parâmetro exerce muita influência no controle do reator. Também o fato da curva de elevação de carga simulada ter apresentado pequenas diferenças em relação à curva real, pode ter influenciado no volume final de água inserida no SRR. Além disso, o simulador elaborado para teste do sistema de controle, considera um núcleo homogêneo e com “queima” de combustível também homogênea, o que também pode ter contribuído para a discrepância observada. Como o programa registra fluxos de nêutrons diferenciados no topo e na base, o consumo proporcional de combustível pode ser feito, no entanto, essa funcionalidade ainda não foi implantada na versão atual do programa.

Os gráficos com valores reais e simulados também apresentaram diferenças no formato. Isto se deve a estratégia de controle adotada, como mencionado anteriormente o sistema sempre pondera entre corrigir a Tmed, ΔI ou permanecer inativo. Os gráficos, que mostram a diferença axial de fluxo neutrônico real e a simulada, ajudam no entendimento da estratégia utilizada.

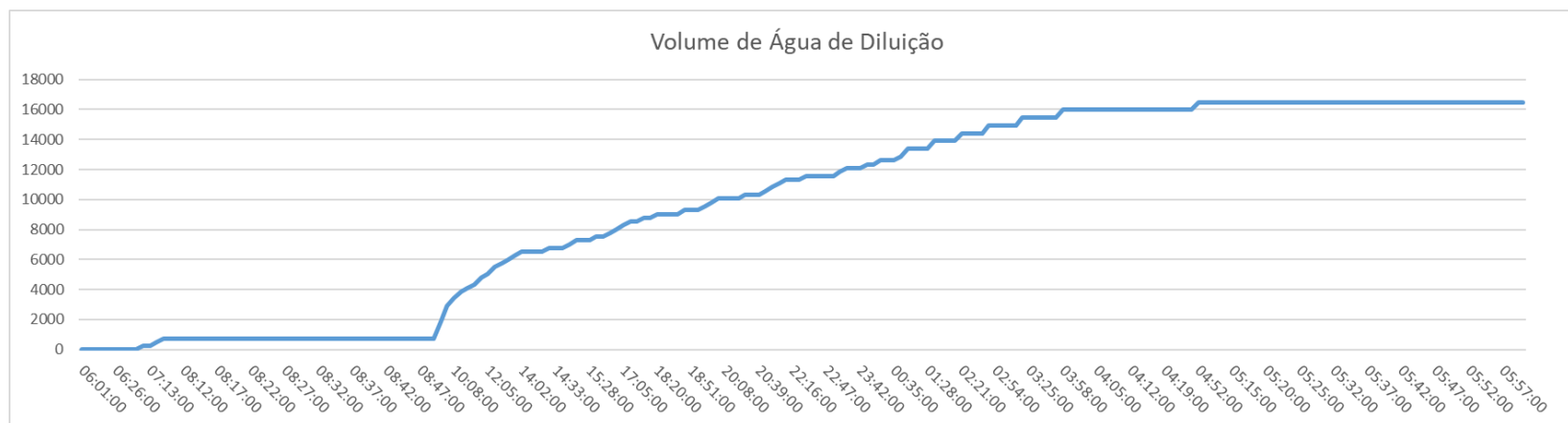


Figura 5.17 – Histórico do volume de diluição durante elevação de carga.

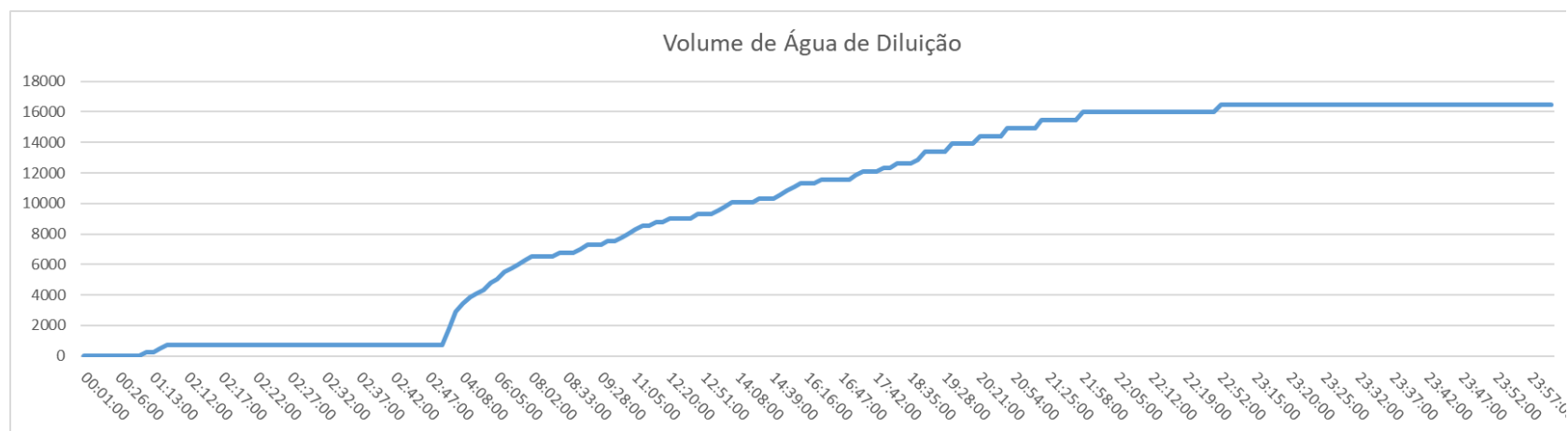


Figura 5.18: Variável simulada de diluição durante elevação de carga.

Na sequência, será analisada a diferença axial de fluxo neutrônico, que é uma das variáveis controladas pelo sistema de controle de reatividade proposto. Para entendimento dessa análise, é necessário o conhecimento do comportamento do alvo do ΔI durante o período em questão. O alvo do ΔI representa o valor ideal da diferença axial de fluxo neutrônico e a especificação técnica determina que o valor do ΔI esteja sempre na banda entre -5 e +5 do seu valor alvo, conforme explicado no item 2.6. Para o intervalo de tempo analisado, o alvo do ΔI , variou de 0 a 1, de acordo com a potência do reator, conforme mostrado na figura 5.19.

O gráfico da figura 5.20, apresenta o comportamento do ΔI durante elevação de carga. O valor mínimo verificado foi de -3,7 em um instante que o alvo era de aproximadamente +0,5. Assim o maior desvio observado foi entorno de -4,2, valor que atende a especificação.

Já o gráfico da figura 5.21, mostra o comportamento do valor do ΔI simulado e controlado pelo sistema proposto. Pode se constatar semelhanças entre o gráfico real e simulado, no entanto, a resposta simulada apresentou resultados melhores, visto que o maior desvio verificado ocorreu quando o valor do ΔI era -0,452 e o alvo estava entorno de +0,5, assim, durante todo o período o desvio do ΔI foi entorno que -0,9. Ao final da elevação de carga, o gráfico mostra a convergência do valor da diferença axial para o alvo que é 1,0. Diante do exposto, conclui-se que a resposta da variável simulada, além de satisfatória, é melhor que a real.

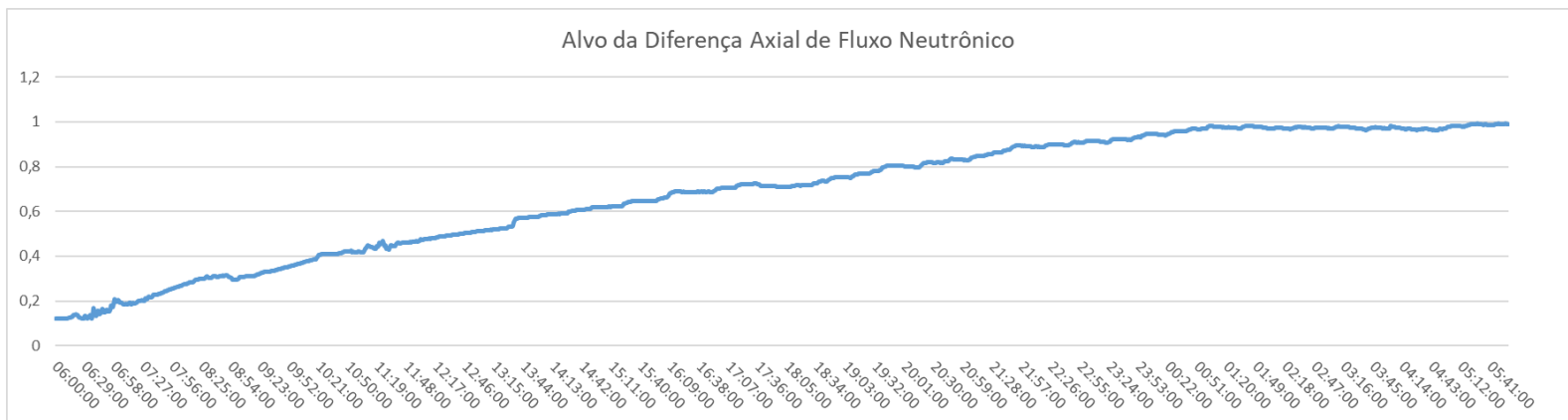


Figura 5.19: Histórico do alvo do ΔI durante elevação de carga.

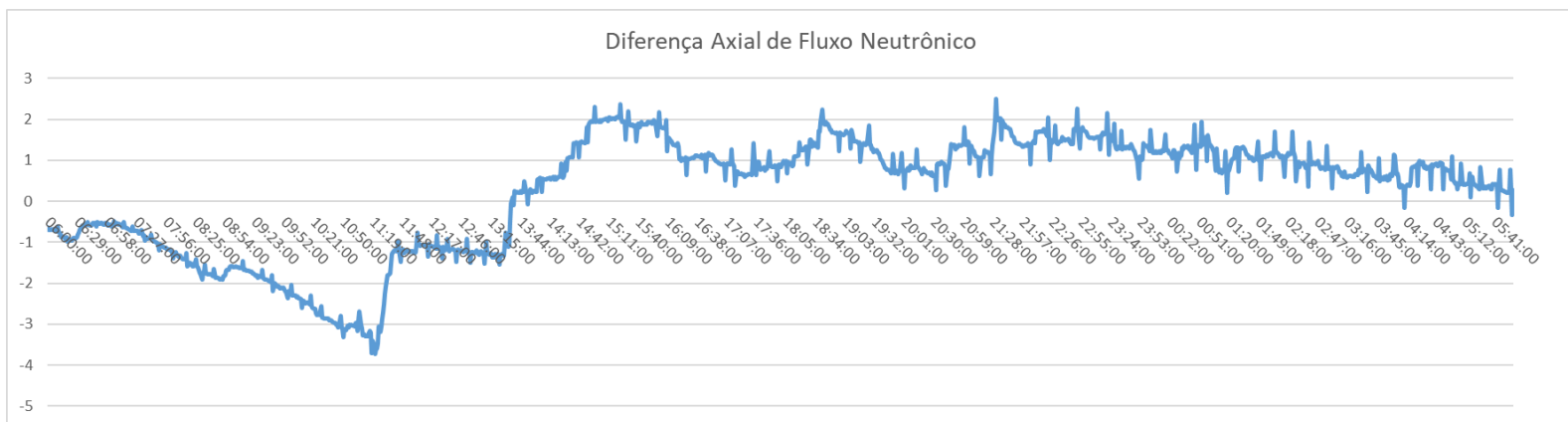


Figura 5.20: Histórico do ΔI durante elevação de carga.

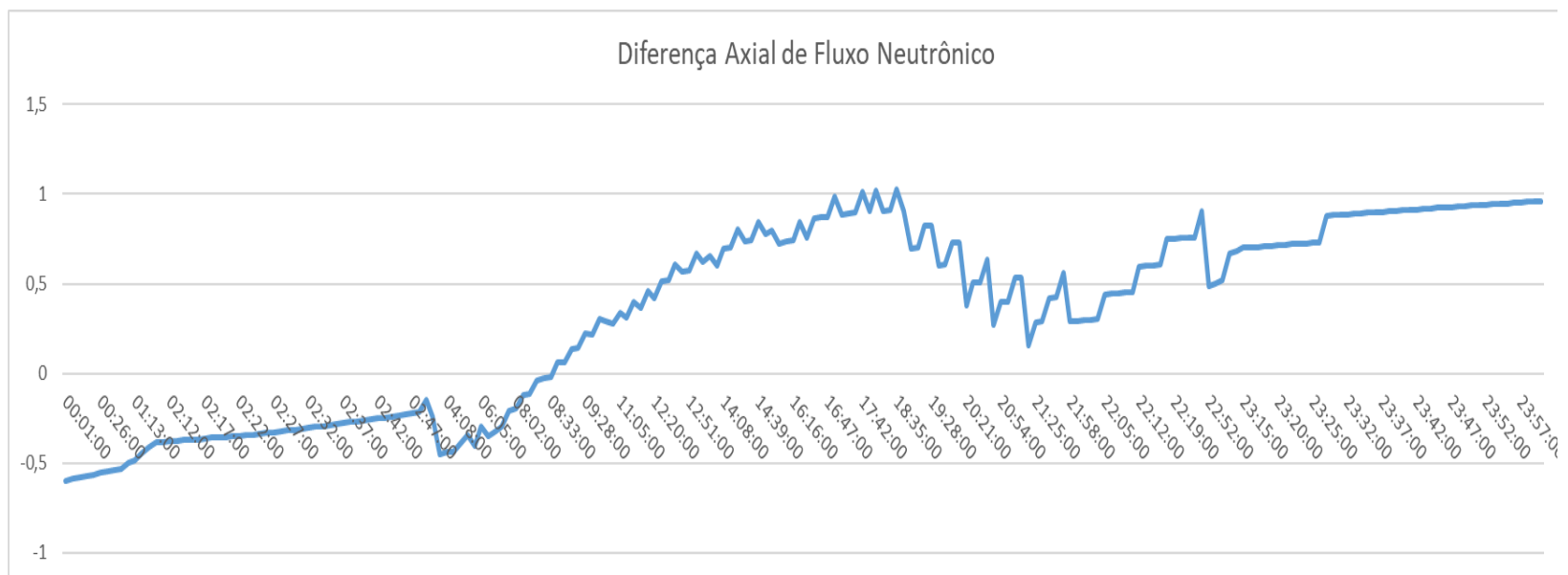


Figura 5.21: Variável simulada do ΔI durante elevação de carga.

A otimização da resposta do ΔI , ocorreu em detrimento da resposta da Tmed, sendo que no início do período analisado, enquanto o parâmetro real se desviava de seu alvo, a variável simulada se mantinha próxima a ele, isso foi conseguido postergando correções na Tmed sem permitir atuação do alarme de desvio de temperatura média que ocorre com discrepância de 1,67°C em relação à temperatura de referência. Ou seja, o sistema agiu conforme ele foi programado, e nesse caso específico priorizou manter o ΔI próximo ao alvo, permitindo uma divergência controlada e proposital entre a Tmed e a Tref.

A figura 5.22 contém o gráfico da Tmed real e a figura 5.23 o gráfico da variável simulada, durante a referida elevação de carga. Oscilações maiores no valor da Tmed real foram notadas e eram esperadas, pois, a Tmed real sofre influência de todos efeitos termodinâmicos do primário e secundário da planta, enquanto a variável simulada sofre influência apenas da “queima” do combustível e das variações de potência na turbina e no reator. Portanto, alterações em fluxo e temperatura de água de alimentação dos geradores de vapor, movimentação de válvulas governadoras da turbina, alterações na eficiência térmica e outros fatores, não estão contemplados na simulação. Isso explica a razão da Tmed simulada ser consideravelmente mais estável que o parâmetro real.

Como já explicado anteriormente, a correção da Tmed simulada, para este evento, foi postergada a fim de evitar o afastamento do ΔI de seu valor alvo, e a partir de um certo instante ela converge para o valor de Tref, seguindo próxima ao valor de referência, até o final do cenário considerado.

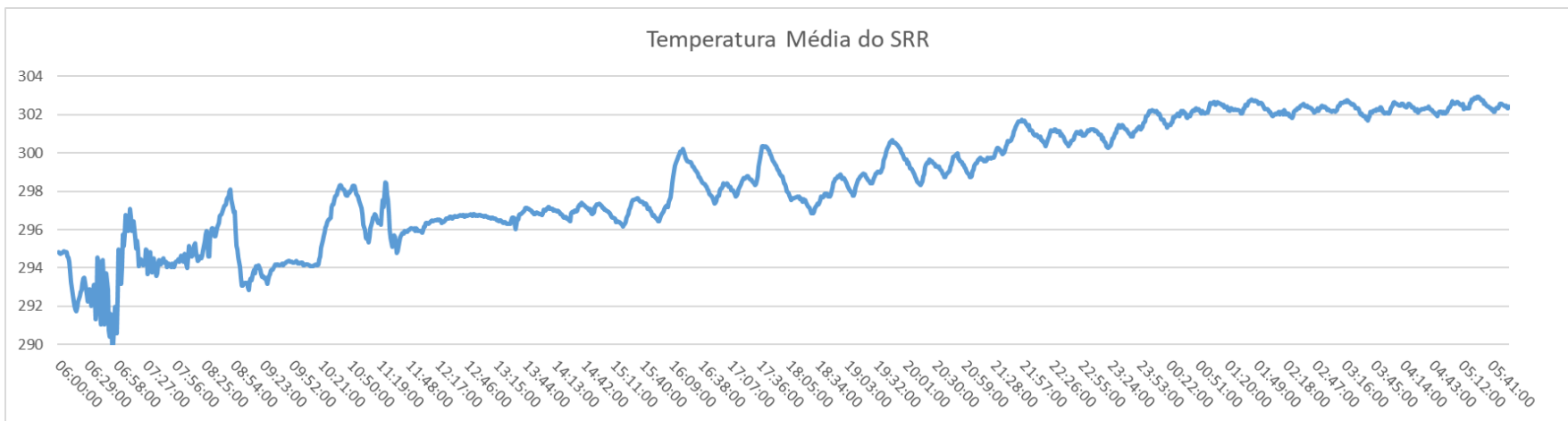


Figura 5.22: Histórico da Tmed do SRR durante elevação de carga.

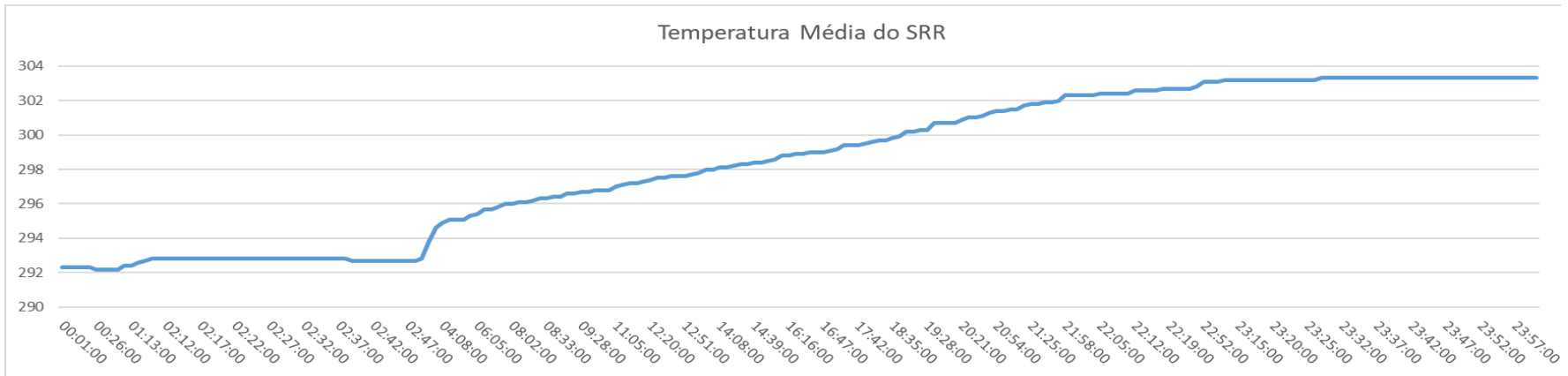


Figura 5.23: Variável simulada da Tmed durante elevação de carga.

A análise dos gráficos de temperatura permitiu concluir que a Tmed simulada se comportou de maneira satisfatória com semelhanças em formato com curva real e diferenças justificáveis. A Tmed simulada se manteve todo o período dentro dos limites permitidos e a partir de determinado instante, o sistema permitiu, com base em ponderações, a convergência do valor da Tmed para o valor da Tref.

6 Conclusão

Durante a elaboração deste trabalho, foi desenvolvido um programa computacional na linguagem de programação C, que tem por objetivo controlar as inserções de reatividade no núcleo de reatores PWR.

O sistema proposto apresenta duas vantagens principais, a primeira é que substitui ações humanas por processamento computacional, eliminando possíveis erros devidos a variações comportamentais inerentes ao ser humano, a segunda vantagem é que imita as percepções, análises e ações do operador buscando o seu melhor desempenho. A partir das leituras dos parâmetros, o sistema faz ponderações para decidir qual será a melhor ação a ser tomada, que pode ser diluir, borrar, movimentar barras de controle ou até mesmo permanecer inerte, aguardando o momento propício para atuar corrigindo a temperatura média do sistema de refrigeração do reator ou a diferença axial de fluxo neutrônico. O novo sistema de controle trabalha, dentro da capacidade física dos equipamentos instalados para boração e diluição, com menores incrementos de reatividade, de forma a evitar oscilações de Xenônio desnecessárias e proporcionar um controle mais preciso.

A modelagem realizada para criação do simulador de teste do sistema de controle, mostrou ser eficaz, através da compilação do programa computacional com repetição dos eventos ocorridos durante o ciclo operacional 18 da usina Angra 1 e comparação com os dados reais, obtidos diretamente pelas indicações dos instrumentos da usina. As variáveis simuladas apresentaram comportamento semelhante aos dos parâmetros reais da usina, sendo que algumas diferenças já eram esperadas em vista que estão submetidas a um novo sistema de controle.

Os gráficos apresentados no capítulo 5 demonstram resultados satisfatórios para o sistema de controle de reatividade proposto, pois durante a compilação de todo o ciclo operacional, manteve as variáveis controladas que são a T_{med} e o ΔI dentro dos limites normais, tanto para regime estável quanto para transientes de carga na turbina.

Por fim, foi possível confirmar a viabilidade técnica de um sistema de controle de reatividade com processamento digital que integre todos mecanismos de inserção de reatividade no reator.

6.1 Trabalhos futuros

O presente trabalho apresenta uma grande diversidade de campos de aprimoramento para a continuidade do seu desenvolvimento.

Toda a lógica do código computacional é baseada em ponderações entre a tomada de uma outra decisão, tentando imitar o melhor comportamento humano. Da mesma forma que não existe o ser humano perfeito, pois sempre haverá a possibilidade de surgir um melhor em determinada atividade, também não existe o ajuste perfeito para essa proposta de sistema de controle de reatividade, que sempre apresentará a oportunidade de modificação para um melhor ajuste e melhor controle para o projeto e usina em que estiver sendo configurado. Assim, a busca por um melhor ajuste é uma importante proposta para continuidade do trabalho.

A característica do sistema ser baseado em ponderações permite a conversão do código computacional em um sistema especialista, possibilitando as alterações das regras e ajustes criados sem alteração do programa principal, já que em um sistema especialista a base de conhecimento fica separada do programa propriamente dito.

Outra melhoria relevante seria a alteração da interface homem-máquina, com a implementação de interface gráfica podendo apresentar, de forma visual, a posição das barras de controle, a tela do sistema de controle da turbina com informações digitais e “menu” com botões.

Além das possibilidades de desenvolvimento já expostas, o código computacional pode ser aprimorado para se tornar mais próximo dos fenômenos físicos e termonucleares, como por exemplo a implementação da “queima” irregular do núcleo, que pode ser facilmente inserida pois é proporcional a fluência do fluxo de nêutrons de cada região (topo e base). A inserção dos efeitos causados por variações na eficiência do ciclo termodinâmico dos sistemas do secundário, também constitui uma possibilidade de melhoria para o código computacional.

7 Referências bibliográficas

ELETROBRÁS ELETRONUCLEAR. **Sistema de Controle de Barras**. 6. ed. [S.l.], ELETRONUCLEAR, 2013. (CFOL Angra 1).

ELETROBRÁS ELETRONUCLEAR. **Livro de dados do reator**. Arquivo Técnico de Angra 1, ELETRONUCLEAR, [S.d.]. v. 10. (Manual de Operação da Usina Angra 1, PP-R 11).

KURAMOTO, R. Y. R. **Apostila do Curso de Teoria do Reator – Angra 1**. [S.l.], ELETRONUCLEAR, 2014.

MOURA F. JR, D. B. **Desenvolvimento de um Sistema Computacional para Monitoração dos Parâmetros de Reatividade e das Oscilações Axiais de Xenônio do Reator Nuclear de Angra 1**. 2001. Dissertação de Mestrado – Universidade de São Paulo - USP, 2001.

Operator performance issues involving reactivity management at nuclear power plants. [S.d.]. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML1018/>. Acesso em: 9 set. 2022.

SCHILDT, H. C **The Complete Reference**. 3. ed. [S.l.], McGraw-Hill, 1995.

STACEY, W. M. **Nuclear Reactor Physics**. 2. ed. [S.l.], Wiley – VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 2007.

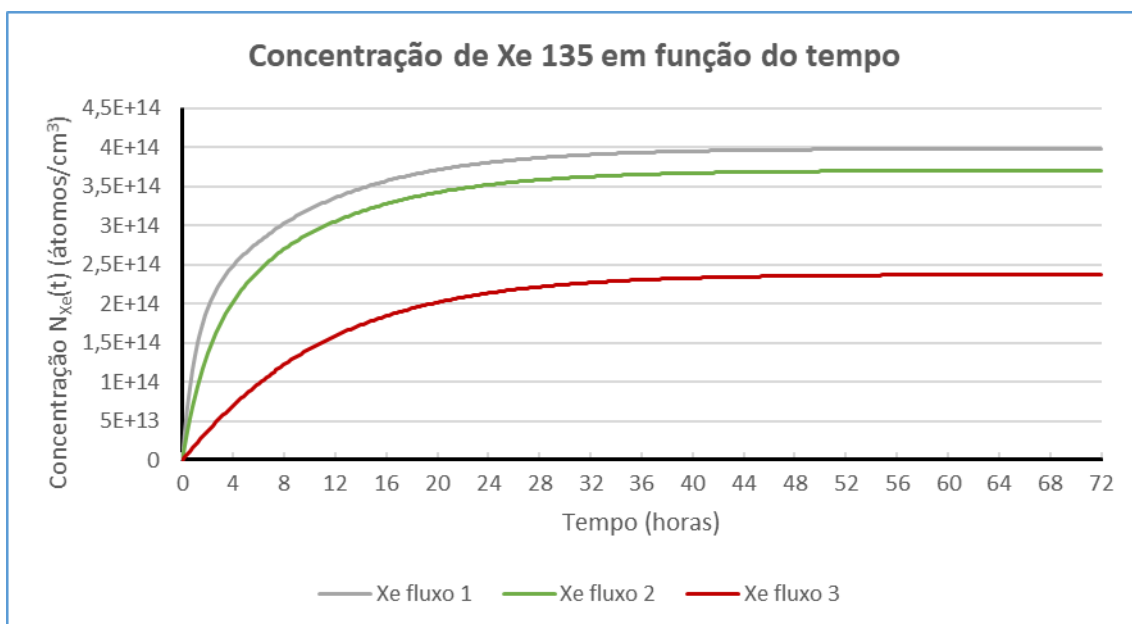
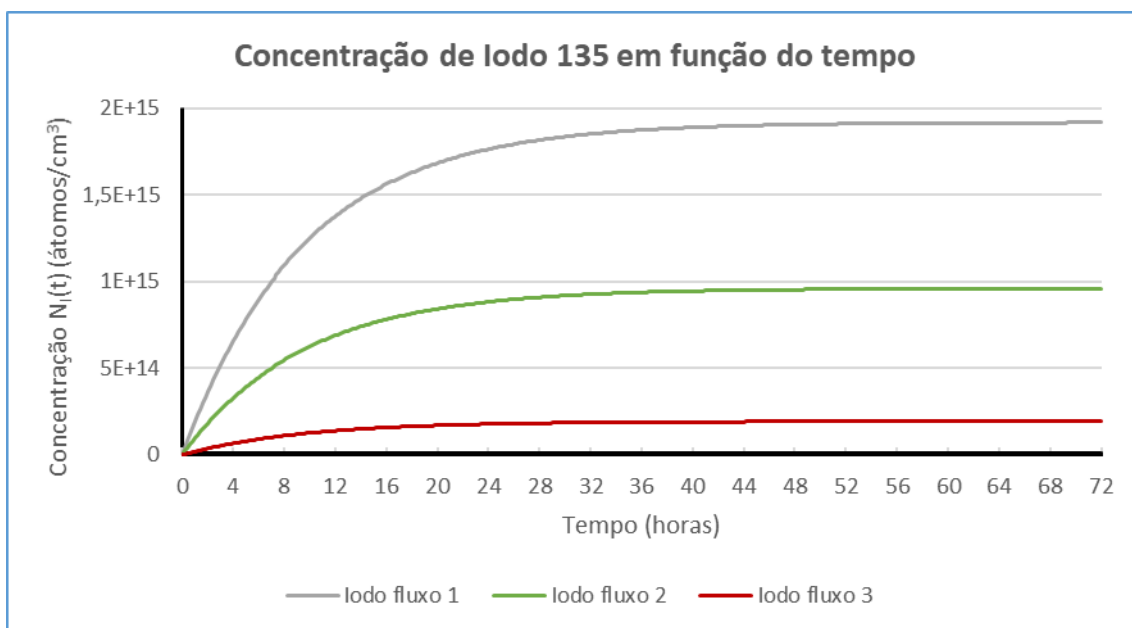
WANO SOER 2007-1 Reactivity Management. . [S.l.], World Association of Nuclear Operators. , 2007.

WESTINGHOUSE. **Final Safety Analysis Report, rev. 36**. FSAR Angra 1. Arquivo Técnico de Angra 1, ELETRONUCLEAR, 2011.

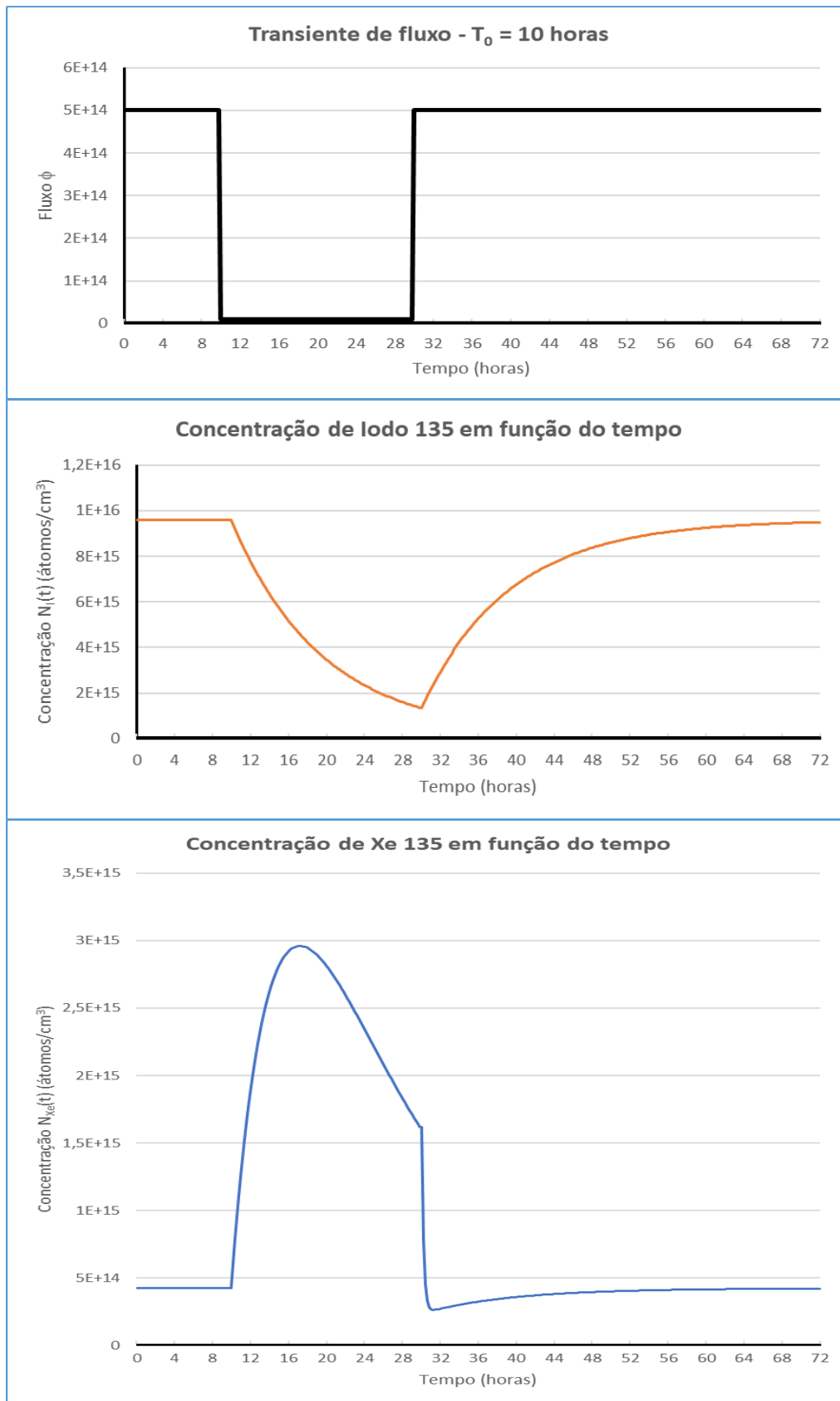
APÊNDICE A - Resultados da Simulação dos Testes com as Equações do Xenônio e Iodo em Excel

Este apêndice apresenta os gráficos resultantes de simulação em arquivo Excel para fins de comparação e validação das equações que regem o comportamento do Xenônio e Iodo no tempo. Foram feitas simulações para diferentes fluxos de nêutrons.

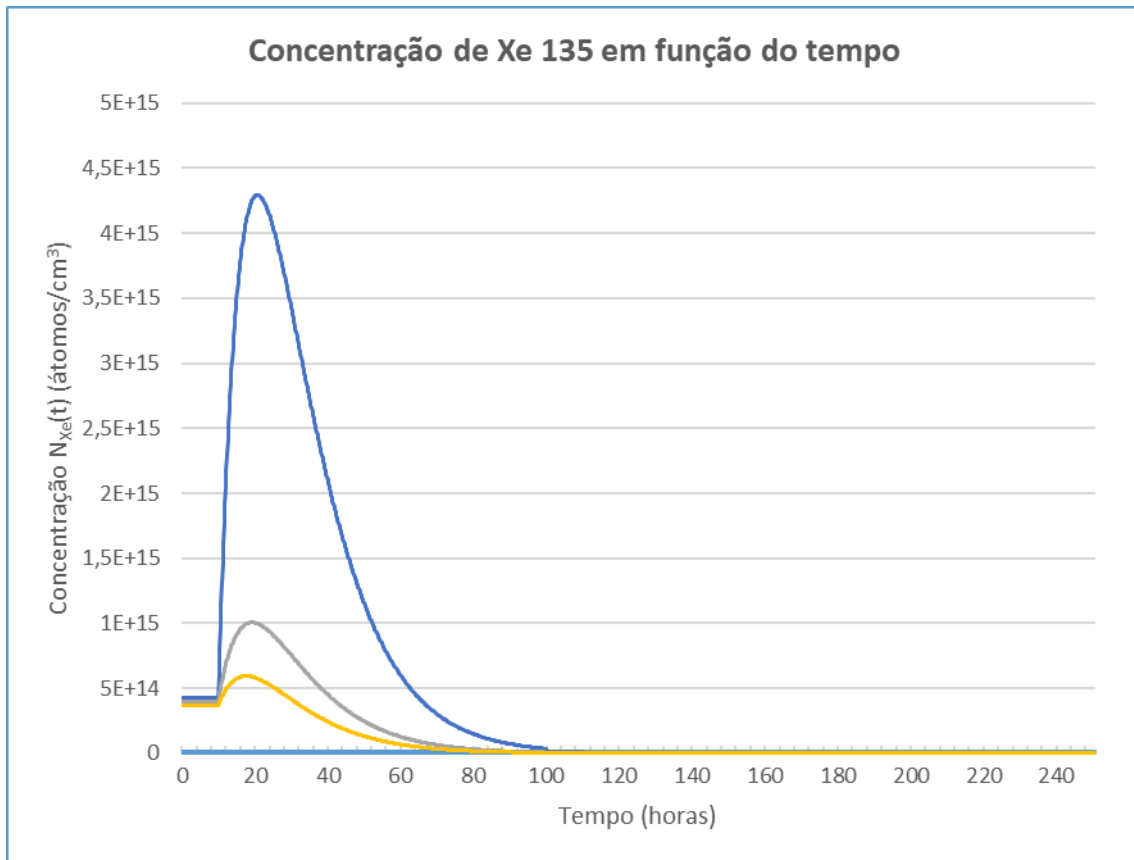
- 1) Comportamento do Xenônio e Iodo após uma partida de um reator inicialmente livre desses elementos para três fluxos de nêutrons distintos.



2) Comportamento do Xenônio e Iodo devido à transiente fluxo de nêutrons.



- 3) Comportamento do Xenônio e Iodo após um desligamento de um reator após operação estável para três fluxos de nêutrons distintos.



ANEXO A - Tabela de Valor Integral de Reatividade dos Bancos de Barras de Controle

As tabelas seguintes foram extraídas do procedimento PP-R 11 “Livro de Dados do Reator” e apresentam o valor integral de reatividade dos bancos de controle em sobreposição em função da posição dos bancos e com Xe em equilíbrio.

| A | B | C | D | 0% | 20% | 40% | 60% | 80% | 100% |
|-----|-----|-----|-----|------|------|------|------|------|------|
| 228 | 228 | 228 | 228 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 228 | 228 | 228 | 220 | 5 | 4 | 6 | 4 | 3 | 3 |
| 228 | 228 | 228 | 215 | 12 | 11 | 12 | 12 | 11 | 11 |
| 228 | 228 | 228 | 210 | 21 | 21 | 22 | 22 | 21 | 23 |
| 228 | 228 | 228 | 205 | 36 | 34 | 35 | 36 | 34 | 35 |
| 228 | 228 | 228 | 200 | 52 | 49 | 50 | 50 | 49 | 52 |
| 228 | 228 | 228 | 195 | 68 | 66 | 67 | 67 | 68 | 69 |
| 228 | 228 | 228 | 190 | 88 | 83 | 84 | 87 | 84 | 87 |
| 228 | 228 | 228 | 185 | 108 | 103 | 103 | 103 | 104 | 106 |
| 228 | 228 | 228 | 180 | 128 | 122 | 122 | 124 | 124 | 125 |
| 228 | 228 | 228 | 175 | 149 | 141 | 142 | 143 | 142 | 145 |
| 228 | 228 | 228 | 170 | 170 | 163 | 163 | 166 | 164 | 165 |
| 228 | 228 | 228 | 165 | 193 | 180 | 183 | 184 | 184 | 185 |
| 228 | 228 | 228 | 160 | 215 | 205 | 205 | 206 | 206 | 207 |
| 228 | 228 | 228 | 150 | 260 | 247 | 247 | 248 | 248 | 250 |
| 228 | 228 | 228 | 140 | 308 | 290 | 290 | 291 | 291 | 294 |
| 228 | 228 | 228 | 130 | 355 | 333 | 333 | 334 | 334 | 337 |
| 228 | 228 | 228 | 120 | 404 | 376 | 376 | 377 | 377 | 381 |
| 228 | 228 | 228 | 110 | 455 | 419 | 419 | 418 | 421 | 425 |
| 228 | 228 | 226 | 100 | 506 | 460 | 463 | 461 | 465 | 469 |
| 228 | 228 | 218 | 90 | 559 | 514 | 513 | 515 | 517 | 522 |
| 228 | 228 | 208 | 80 | 624 | 580 | 581 | 583 | 586 | 592 |
| 228 | 228 | 198 | 70 | 696 | 659 | 661 | 663 | 667 | 673 |
| 228 | 228 | 188 | 60 | 771 | 743 | 746 | 749 | 753 | 760 |
| 228 | 228 | 178 | 50 | 847 | 829 | 833 | 838 | 843 | 851 |
| 228 | 228 | 168 | 40 | 924 | 917 | 922 | 928 | 934 | 944 |
| 228 | 228 | 158 | 30 | 997 | 1005 | 1012 | 1019 | 1026 | 1037 |
| 228 | 228 | 148 | 20 | 1069 | 1090 | 1098 | 1106 | 1115 | 1127 |
| 228 | 228 | 138 | 10 | 1140 | 1169 | 1179 | 1188 | 1197 | 1211 |
| 228 | 228 | 128 | 0 | 1207 | 1239 | 1248 | 1257 | 1268 | 1283 |
| 228 | 228 | 123 | 0 | 1237 | 1266 | 1277 | 1287 | 1297 | 1313 |
| 228 | 228 | 118 | 0 | 1270 | 1297 | 1307 | 1316 | 1328 | 1344 |
| 228 | 228 | 108 | 0 | 1338 | 1356 | 1366 | 1377 | 1388 | 1403 |
| 228 | 226 | 98 | 0 | 1410 | 1419 | 1428 | 1438 | 1448 | 1465 |

| A | B | C | D | 0% | 20% | 40% | 60% | 80% | 100% |
|-----|-----|----|---|------|------|------|------|------|------|
| 228 | 216 | 88 | 0 | 1490 | 1491 | 1499 | 1510 | 1520 | 1538 |
| 228 | 206 | 78 | 0 | 1581 | 1574 | 1584 | 1595 | 1607 | 1629 |
| 228 | 196 | 68 | 0 | 1672 | 1666 | 1677 | 1689 | 1701 | 1719 |
| 228 | 186 | 58 | 0 | 1770 | 1762 | 1775 | 1788 | 1802 | 1823 |
| 228 | 176 | 48 | 0 | 1869 | 1862 | 1875 | 1890 | 1906 | 1925 |
| 228 | 166 | 38 | 0 | 1967 | 1964 | 1976 | 1992 | 2008 | 2029 |
| 228 | 156 | 28 | 0 | 2055 | 2062 | 2076 | 2094 | 2113 | 2134 |
| 228 | 146 | 18 | 0 | 2137 | 2151 | 2170 | 2190 | 2210 | 2233 |
| 228 | 136 | 8 | 0 | 2209 | 2230 | 2249 | 2270 | 2292 | 2319 |
| 228 | 126 | 0 | 0 | 2269 | 2290 | 2312 | 2335 | 2358 | 2386 |
| 228 | 116 | 0 | 0 | 2325 | 2340 | 2362 | 2386 | 2409 | 2437 |
| 228 | 106 | 0 | 0 | 2387 | 2390 | 2413 | 2436 | 2461 | 2490 |
| 224 | 96 | 0 | 0 | 2448 | 2443 | 2465 | 2492 | 2516 | 2546 |
| 214 | 86 | 0 | 0 | 2515 | 2509 | 2535 | 2560 | 2586 | 2616 |
| 204 | 76 | 0 | 0 | 2591 | 2591 | 2618 | 2645 | 2673 | 2704 |
| 194 | 66 | 0 | 0 | 2676 | 2685 | 2713 | 2741 | 2772 | 2805 |
| 184 | 56 | 0 | 0 | 2765 | 2784 | 2816 | 2846 | 2877 | 2911 |
| 174 | 46 | 0 | 0 | 2856 | 2889 | 2923 | 2955 | 2986 | 3022 |
| 164 | 36 | 0 | 0 | 2946 | 2997 | 3034 | 3068 | 3101 | 3139 |
| 154 | 26 | 0 | 0 | 3032 | 3106 | 3145 | 3181 | 3215 | 3257 |
| 144 | 16 | 0 | 0 | 3119 | 3212 | 3253 | 3290 | 3329 | 3370 |
| 134 | 6 | 0 | 0 | 3196 | 3305 | 3354 | 3391 | 3429 | 3473 |
| 129 | 1 | 0 | 0 | 3239 | 3357 | 3400 | 3441 | 3478 | 3522 |
| 119 | 0 | 0 | 0 | 3309 | 3434 | 3476 | 3518 | 3558 | 3602 |
| 109 | 0 | 0 | 0 | 3389 | 3513 | 3556 | 3596 | 3637 | 3684 |
| 103 | 0 | 0 | 0 | 3439 | 3563 | 3606 | 3645 | 3687 | 3732 |
| 93 | 0 | 0 | 0 | 3534 | 3648 | 3689 | 3729 | 3771 | 3818 |
| 83 | 0 | 0 | 0 | 3640 | 3732 | 3776 | 3816 | 3858 | 3907 |
| 73 | 0 | 0 | 0 | 3752 | 3822 | 3864 | 3905 | 3947 | 3997 |
| 63 | 0 | 0 | 0 | 3870 | 3910 | 3950 | 3994 | 4037 | 4090 |
| 53 | 0 | 0 | 0 | 3979 | 3995 | 4038 | 4081 | 4128 | 4182 |
| 43 | 0 | 0 | 0 | 4055 | 4074 | 4119 | 4166 | 4215 | 4272 |
| 33 | 0 | 0 | 0 | 4096 | 4145 | 4192 | 4241 | 4294 | 4356 |
| 23 | 0 | 0 | 0 | 4118 | 4201 | 4252 | 4308 | 4361 | 4423 |
| 13 | 0 | 0 | 0 | 4125 | 4238 | 4293 | 4348 | 4408 | 4476 |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 4131 | 4258 | 4317 | 4372 | 4435 | 4506 |

ANEXO B - Tabelas com os Valores dos Defeitos e Coeficientes de Reatividade

As tabelas abaixo apresentam valores obtidos do procedimento PP-R 11 “Livro de Dados do Reator” referente ao ciclo de operação 18 da usina Angra 1. Os valores integrais de reatividade são apresentados em pcm.

- 1) Defeito de potência em função da potência do reator e da concentração de ácido bórico do SRR.

| Defeito de Potência (pcm) | | | | | | |
|---------------------------|------------------------------------|------|-------|-------|-------|-------|
| CB (ppm) | Nível de Potência do Reator (%) | | | | | |
| | 0 | 25 | 50 | 75 | 83 | 100 |
| 2600 | 0 | -321 | -604 | -872 | -957 | -1139 |
| 2300 | 0 | -336 | -634 | -919 | -1009 | -1204 |
| 2100 | 0 | -347 | -656 | -953 | -1048 | -1251 |
| 1800 | 0 | -364 | -692 | -1009 | -1111 | -1330 |
| 1500 | 0 | -384 | -731 | -1071 | -1181 | -1418 |
| 1400 | 0 | -391 | -745 | -1093 | -1206 | -1450 |
| 1100 | 0 | -412 | -790 | -1164 | -1286 | -1552 |
| 900 | 0 | -428 | -822 | -1216 | -1345 | -1627 |
| 800 | 0 | -436 | -839 | -1243 | -1376 | -1665 |
| 600 | 0 | -529 | -988 | -1440 | -1590 | -1918 |
| 400 | 0 | -547 | -1026 | -1502 | -1660 | -2008 |
| 300 | 0 | -672 | -1253 | -1806 | -1986 | -2381 |
| 150 | 0 | -685 | -1279 | -1851 | -2038 | -2449 |
| 0 | 0 | -698 | -1308 | -1899 | -2093 | -2523 |

- 2) Defeito de boro em função da concentração de ácido bórico do SRR e da temperatura do moderador com Xe em equilíbrio.

| Reatividade devido ao Boro Δ_{pB} (pcm) | | | | | | | | |
|--|------------------------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| C _B (ppm) | Temperatura do Moderador (°C) | | | | | | | |
| | 20 | 100 | 200 | 285 | 291,7 | 295 | 300 | 302,7 |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 150 | 1751 | 1645 | 1449 | 1220 | 1196 | 1161 | 1132 | 1090 |
| 300 | 3464 | 3256 | 2874 | 2417 | 2379 | 2307 | 2245 | 2164 |
| 400 | 4585 | 4313 | 3809 | 3207 | 3158 | 3062 | 2981 | 2871 |
| 600 | 6780 | 6385 | 5647 | 4761 | 4691 | 4549 | 4428 | 4271 |
| 800 | 8917 | 8405 | 7443 | 6286 | 6195 | 6008 | 5849 | 5645 |
| 900 | 9963 | 9396 | 8326 | 7036 | 6935 | 6727 | 6549 | 6321 |
| 1100 | 12018 | 11339 | 10063 | 8516 | 8394 | 8145 | 7931 | 7662 |
| 1400 | 15003 | 14171 | 12598 | 10682 | 10531 | 10221 | 9959 | 9629 |
| 1500 | 15973 | 15094 | 13424 | 11391 | 11229 | 10902 | 10623 | 10272 |
| 1800 | 18815 | 17795 | 15855 | 13478 | 13285 | 12902 | 12579 | 12177 |
| 2100 | 21556 | 20408 | 18210 | 15509 | 15285 | 14850 | 14484 | 14035 |
| 2300 | 23331 | 22102 | 19741 | 16833 | 16588 | 16121 | 15728 | 15249 |
| 2600 | 25923 | 24575 | 21984 | 18777 | 18499 | 17985 | 17555 | 17034 |

- 3) Coeficiente de temperatura do moderador em função da temperatura do moderador e da concentração de ácido bórico do SRR, sendo livre de Xe no início de ciclo e Xe em equilíbrio no fim de ciclo.

| CB (ppm) | Temperatura ° C | | | | | | |
|-------------|--------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| | 40 | 120 | 200 | 291,7 | 295 | 300 | 302,7 |
| 0 ppm | -13,38 | -19,61 | -31,38 | -56,28 | -57,99 | -64,36 | -77,70 |
| 150 ppm | -12,24 | -17,86 | -28,38 | -53,04 | -54,78 | -60,74 | -73,38 |
| 300 ppm | -11,18 | -16,18 | -25,94 | -49,99 | -51,61 | -57,35 | -69,37 |
| 400 ppm | -10,36 | -14,69 | -24,79 | -47,91 | -49,64 | -55,17 | -66,67 |
| 600 ppm | -9,57 | -13,38 | -21,24 | -44,30 | -45,71 | -50,99 | -61,81 |
| 800 ppm | -7,74 | -11,00 | -18,29 | -30,20 | -31,96 | -35,95 | -44,19 |
| 900 ppm | -7,66 | -10,02 | -17,32 | -28,37 | -30,14 | -34,03 | -41,81 |
| 1100 ppm | -6,11 | -7,97 | -14,11 | -24,81 | -26,54 | -30,18 | -37,62 |
| 1500 ppm | -4,49 | -4,75 | -8,89 | -18,33 | -19,86 | -23,09 | -29,33 |
| 1800 ppm | -2,55 | -2,29 | -5,24 | -13,92 | -15,36 | -18,27 | -23,89 |
| 2100 ppm | -1,41 | 0,38 | -1,78 | -9,90 | -11,24 | -13,83 | -18,82 |
| 2300 ppm | -0,57 | 1,76 | 0,42 | -7,42 | -8,68 | -11,06 | -15,67 |
| 2600 ppm | 0,53 | 3,35 | 3,66 | -3,99 | -5,14 | -7,29 | -11,30 |

- 4) Balanço de reatividade no desligamento do reator.

| Item | Parâmetro | IDC Xe Equilíbrio (pcm) | FDC Xe Equilíbrio (pcm) |
|------|--|-------------------------------|-------------------------------|
| 1 | Valor dos Bancos de Controle | 4171 | 4504 |
| 2 | Valor dos Bancos de Desligamento | 3109 | 3346 |
| 3 | Valor Total dos Bancos - TBI | 7280 | 7850 |
| 4 | Valor da Barra Presa – (J10) | 846 | 875 |
| 5 | Valor Líquido das Barras | 6434 | 6975 |
| 6 | 10% de Incerteza | 643 | 698 |
| 7 | Reatividade Disponível para o Desarme | 5791 | 6277 |
| 8 | Defeito de Potência | -1738 | -2523 |
| 9 | Reatividade de Vazios | -50 | -50 |
| 10 | Reatividade da Parte Inserida do Banco D | -153 | -258 |
| 11 | Margem de Desligamento (Balanço) | 3850 | 3446 |
| 12 | Margem de desligamento Requerida | 1600 | 1600 |