



## SISTEMA ESPECIALISTA PARA O CONTROLE DE REATIVIDADE DE REATORES NUCLEARES PWR

Marcos Antonio Gonçalves da Silva Filho

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 título de Mestre em  
Engenharia Nuclear.

Orientador: Alan Miranda Monteiro de Lima

Rio de Janeiro  
Julho de 2023

SISTEMA ESPECIALISTA PARA O CONTROLE DE REATIVIDADE DE  
REATORES NUCLEARES PWR

Marcos Antonio Gonçalves da Silva Filho

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

Orientadores: Alan Miranda Monteiro de Lima

Aprovada por: Prof. Alan Miranda Monteiro de Lima

Prof. Roberto Schirru

Prof. Zelmo Rodrigues de Lima

RIO DE JANEIRO, RJ BRASIL

JULHO DE 2023

Silva Filho, Marcos Antonio Gonçalves da  
Sistema Especialista para o Controle de Reatividade de  
Reatores Nucleares PWR / Marcos Antonio Gonçalves da  
Silva Filho. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2023.

XII, 77 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Alan Miranda Monteiro de Lima.

Dissertação (mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Engenharia  
Nuclear, 2023.

Referências Bibliográficas: p. 45-46.

1. Sistemas Especialistas. 2 Controle de reatividade. 3.  
Automatização em usinas nucleares. I. Lima, Alan Miranda  
Monteiro de. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro,  
COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

## **Agradecimentos**

Aos meus pais e irmã por todo o apoio dado durante o período de pandemia para continuar meus estudos no mestrado.

Ao corpo docente da COPPE UFRJ por todo o apoio e conhecimento passado durante o curso de mestrado.

Ao orientador, professor Alan Lima, por toda a dedicação durante o processo de orientação desse projeto em todas as etapas que levaram ao resultado final deste trabalho.

Ao operador sênior, Igor Bottrel, pela sua participação nesse projeto ao dividir todas as informações necessárias para a criação do modelo de inteligência artificial utilizado no desenvolvimento desse trabalho.

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

**SISTEMA ESPECIALISTA PARA O CONTROLE DE REATIVIDADE DE REATORES  
NUCLEARES PWR**

Marcos Antonio Gonçalves da Silva Filho

Julho/2023

Orientador: Alan Miranda Monteiro de Lima

Programa: Engenharia Nuclear

O controle de reatividade de reatores nucleares *Pressurized Water Reactor* (PWR) são realizados a partir do contínuo monitoramento de diversos parâmetros que dependem de suas condições operacionais. Cabe ao operador da usina identificar quando um desses parâmetros começa a se distanciar dos valores alvos esperados e realizar todas as manobras necessárias para garantir que esses parâmetros se mantenham ou retornem para os valores esperados de forma segura. Porém, o processo de tomada de decisão de qual procedimento deve ser realizado para o controle de reatividade pode ser subjetivo e variar de acordo com as condições em que o reator se encontra. O objetivo desse trabalho é desenvolver um sistema especialista que incorpore os conhecimentos de um operador sênior humano de uma usina nuclear do tipo PWR para o controle de reatividade do reator durante o seu ciclo operacional. O sistema especialista desenvolvido deve ser capaz de reproduzir todo o processo decisório que seria feito por um operador humano durante as suas atividades. Ao fim, o sistema especialista desenvolvido se torna uma excelente ferramenta de auxílio ao operador da usina nuclear contribuindo para a redução de possíveis erros humanos durante a operação do reator, aumentando o seu nível de segurança.

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

## EXPERT SYSTEM FOR REACTIVITY CONTROL OF PWR NUCLEAR REACTORS

Marcos Antonio Gonçalves da Silva Filho

July/2023

Advisor: Alan Miranda Monteiro de Lima

Department: Nuclear Engineering

The reactivity control of Pressurized Water Reactor (PWR) is carried out by continuously monitoring of several parameters that depend on its operating conditions. It is up to the plant operator to identify when one of these parameters move out of the expected target values and to carry out all the necessary actions to guarantee that these parameters remain or return to their expected values in a safe way. However, the decision-making process of which procedure should be performed by the reactor operators can be subjective and vary according to the reactor conditions. The objective of this work is to develop an expert system that incorporates the knowledge of a senior human operator for reactivity control of a PWR nuclear power plant during its operational cycle. The developed expert system must be able to reproduce all the decision-making process that would be done by a human operator during his activities. The developed expert system aims to become an excellent tool to help nuclear power plant operators, contributing to the reduction of human errors during reactor operation, increasing safety level.

# SUMÁRIO

<b>LISTA DE ABREVIATURAS, SIGLAS E DEFINIÇÕES .....</b>	<b>ix</b>
<b>LISTA DE FIGURAS.....</b>	<b>x</b>
<b>LISTA DE TABELAS.....</b>	<b>xii</b>
<b>1. INTRODUÇÃO .....</b>	<b>1</b>
<b>2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA .....</b>	<b>3</b>
<b>3. SISTEMAS ESPECIALISTAS .....</b>	<b>5</b>
3.1. Base de Conhecimentos e Base de Fatos .....	6
3.2. Variável Objetivo.....	7
3.3. Motor de Inferência .....	7
3.3.1. Encadeamento para frente ( <i>forward chaining</i> ) .....	8
3.3.2. Encadeamento para trás ( <i>backward chaining</i> ).....	9
3.4. Expert Sinta .....	10
<b>4. SISTEMA DE CONTROLE DO REATOR NUCLEAR.....</b>	<b>12</b>
4.1. Reatividade do Reator Nuclear .....	12
4.2. Mecanismos de Controle de Reatividade do Reator Nuclear .....	14
4.2.1. Moderação de Neutrões .....	16
4.2.2. Ácido Bórico .....	18
4.2.3. Barras de Controle .....	19
4.3. Perturbações a Criticalidade do Reator Nuclear .....	20
4.3.1. Queima do Combustível .....	20
4.3.2. Desvio de Delta I .....	21
4.3.3. Outros.....	22
4.3.4. Alarmes .....	23

<b>5. METODOLOGIA.....</b>	<b>24</b>
5.1. O Modo Consulta - ExpertSinta .....	24
5.2. O Modo Online – Modelagem em C .....	27
<b>6. RESULTADOS .....</b>	<b>32</b>
<b>7. CONCLUSÃO.....</b>	<b>43</b>
<b>8. REFERÊNCIAS .....</b>	<b>45</b>
<b>APÊNDICE A – BASE DE REGRAS EXPERTSINTA .....</b>	<b>48</b>
<b>APÊNDICE B – BASE DE REGRAS INCOPORADA AO SIMULADOR DE CONTROLE DE REATIVIDADE .....</b>	<b>62</b>

# LISTA DE ABREVIATURAS, SIGLAS E DEFINIÇÕES

**$\alpha_{\text{Boro}}$**  – Coeficiente de reatividade do boro

**$\alpha_{\text{mod}}$**  – Coeficiente de reatividade de temperatura do moderador

**Boração** – Ato ou manobra de aumento da concentração de ácido bérico do SRR

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

**$\Delta I$  ou diferença axial de fluxo** – Diferença axial de fluxo neutrônico entre as metades superior e inferior do núcleo do reator

**$\Delta T$  ou diferença de temperatura** – Diferença de temperatura do núcleo de reator que consiste na diferença entre a temperatura média e a temperatura de referência

**IAEA** – International Atomic Energy Agency

**$k_{\text{eff}}$**  – Fator de multiplicação

**KSE** – Knowledge Scoring Engine

**LIA** – Laboratório de Inteligência Artificial

**LMP** – Laboratório de Monitoramento e Processamentos

**NUREG** – Nuclear Regulatory Commission Regulation

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

**ppm** – partes por milhão

**PRIS** – Power Reactor Information System

**PWR** – Pressurized Water Reactor

**RiTSE** – Reactor Simulation Environment

**$\rho$**  – Reatividade

**$\sigma$**  – Seção de choque microscópica

**$T_{\text{med}}$**  – Temperatura média do núcleo do reator

**TMI** – Three Mile Island

**TPDES** – Thermal Performance Diagnostics Expert System

**$T_{\text{ref}}$**  – Temperatura de referência

**UFC** – Universidade Federal do Ceará

**UFRJ** – Universidade Federal do Rio de Janeiro

## LISTA DE FIGURAS

Figura 3.1 – Representação esquemática de um sistema especialista .....	5
Figura 3.2 – Interconexão dos componentes de um sistema especialista.....	8
Figura 3.3 – Janela principal do ExpertSinta.....	10
Figura 3.4 – Visualização e edição de uma regra com a interface ExpertSinta .....	11
Figura 4.1 – Reação de fissão nuclear do átomo de U <sub>235</sub> .....	12
Figura 4.2 – Fator de multiplicação da reação nuclear de fissão em cadeia.....	13
Figura 4.3 – Núcleo de um reator PWR e os mecanismos de controle de reatividade.....	15
Figura 4.4 – Classificação dos níveis energéticos de nêutrons.....	16
Figura 4.5 – Seção microscópica para ocorrência de fissão nuclear com U <sub>235</sub> e U <sub>238</sub> .....	16
Figura 4.6 – Seção de choque microscópica de absorção do Boro.....	18
Figura 4.7 – Ilustração de uma barra de controle .....	19
Figura 5.1 – Base de regras para controle de reatividade no ExpertSinta .....	24
Figura 5.2 – Parâmetros utilizados no sistema especialista operador no ExpertSinta.....	25
Figura 5.3 – Janela de comunicação da interface ExpertSinta .....	25
Figura 5.4 – Pós processamento de uma consulta no ExpertSinta .....	26
Figura 5.5 – Sistema especialista acoplado a um simulador de reatividade.....	27
Figura 5.6 – Parâmetros de entrada para o sistema especialista acoplado ao simulador de controle de reatividade.....	28
Figura 5.7 – Fluxograma esquemático de um sistema especialista módulo operador acoplado ao simulador de controle de reatividade. ....	31
Figura 6.1 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 1 .....	33
Figura 6.2 – Comportamento da diferença axial do fluxo neutrônico para o Cenário 1 .....	33
Figura 6.3 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 2 .....	34
Figura 6.4 – Comportamento da diferença axial do fluxo neutrônico para o Cenário 2 .....	35
Figura 6.5 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 2.....	35
Figura 6.6 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 3 .....	36
Figura 6.7 – Comportamento da diferença axial de fluxo neutrônico para o Cenário 3 .....	36

Figura 6.8 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 3.....	37
Figura 6.9 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 4 .....	37
Figura 6.10 – Comportamento da diferença axial de fluxo neutrônico para o Cenário 4 .....	38
Figura 6.11 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 4.....	38
Figura 6.12 – Comportamento do volume de água de diluição para o Cenário 4 .....	38
Figura 6.13 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 5 .....	39
Figura 6.14 – Comportamento da diferença axial do fluxo neutrônico para o Cenário 5 .....	39
Figura 6.15 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 5.....	40
Figura 6.16 – Comportamento do volume de água de diluição para o Cenário 5 .....	40
Figura 6.17 – Comportamento da variação de temperatura do SRR ( $\Delta T$ ) pelo simulador de controle de reatividade.....	41
Figura 6.18 - Comportamento da variação de temperatura do SRR ( $\Delta T$ ) pelo sistema especialista.....	42

## **LISTA DE TABELAS**

Tabela 5.1 – Resumo dos parâmetros utilizados nas diferentes aplicações .....	29
Tabela 6.1 – Resumo dos parâmetros iniciais utilizados em todos os cenários testados .....	32
Tabela 6.2 – Conjunto de parâmetros iniciais utilizados no cenário final de teste do ciclo completo .....	41

# 1. INTRODUÇÃO

De acordo com o *Power Reactor Information System* (PRIS), desenvolvido pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), existem mundialmente 422 reatores nucleares atualmente em operação, onde estima-se que a quantidade atual de energia elétrica gerada por esses reatores nucleares sejam de aproximadamente 378 GWe. Com 57 reatores nucleares em construção, as projeções futuras da IAEA estimam que a geração de energia elétrica pela indústria nuclear aumente para 404 GWe até 2050.

Apesar do crescimento da indústria nuclear projetado para os próximos anos, questões relacionadas ao nível de segurança ainda acercam a indústria nuclear. Ao longo dos anos, novos sistemas de segurança de alta confiabilidade foram continuamente introduzidos em usinas nucleares mundialmente. Ainda assim, verificou-se que acidentes como o de Three Mile Island (1979), Chernobyl (1986) e Fukushima (2011) ocorreram devido a diversas negligências e descumprimentos com os protocolos de segurança por parte dos operadores da usina.

O documento NUREG CR-1270 faz uma avaliação de como os fatores humanos influenciaram substancialmente na propagação do acidente ocorrido em Three Mile Island (TMI). De acordo com esse documento, a engenharia de fatores humanos é definida da seguinte forma:

*“Human factors engineering is defined as the science of applying behavioral principles to systems. It is concerned with integrating the human element of a system with the hardware, software, environments and information which make up the system. The province of human factors engineering essentially involves the prevention of human error. This is accomplished by designing hardware components, software and information specifically for the people who will use them, and by ensuring that these people have the prerequisite skills and knowledges to effectively perform the duties associated with their designated job”.*

De acordo com NUREG CR-1270, operador é o agente responsável pelo controle da usina nuclear e, cabe a ele tomar as medidas necessárias quando algum parâmetro da usina desvia dos níveis de normalidade de modo que retornem aos níveis desejados de forma segura. Com o objetivo de auxiliar o trabalho dos operadores, pesquisas no campo de engenharia de

fatores humanos procuram desenvolver diversas ferramentas computacionais, buscando facilitar as atividades diárias dos operadores e aumentando o nível de segurança da usina.

Esse trabalho apresenta o desenvolvimento computacional de um sistema especialista, que reproduz os conhecimentos de um operador para o controle de reatividade de uma usina nuclear do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR). O objetivo é criar um sistema que seja capaz de acompanhar os parâmetros operacionais relevantes de uma usina PWR, detectar quando um desses parâmetros sai dos seus limites estipulados, informar se existe algum procedimento que deverá ser realizado para trazer de volta esse parâmetro ao seu valor esperado e reproduzir a decisão que seria tomada pelo operador humano.

O trabalho foi desenvolvido em duas etapas: na primeira etapa é criada uma base de conhecimento no programa ExpertSinta que visa implementar todo o conhecimento procedural de um operador sênior humano para o controle de reatividade de um reator nuclear PWR. O programa ExpertSinta é um software utilizado para a criação de um sistema especialista através de uma interface de comunicação usuário-máquina. Na segunda etapa, a base de conhecimentos implementada no ExpertSinta é transferida para um programa em linguagem C e acoplado a um simulador de controle de reatividade de usinas PWR. O acoplamento entre o sistema especialista e o simulador de controle de reatividade torna o sistema especialista um programa de controle de reatividade online. Ou seja, o sistema especialista tem a funcionalidade de atuar como módulo operador que tem função em avaliar as condições do reator e decidir quando algum procedimento precisa ser acionado, enquanto o simulador tem o objetivo de simular como a usina responde aos procedimentos sugeridos pelo sistema especialista.

A dissertação está dividida em seções, onde a Seção 2 apresenta as revisões bibliográficas referentes a implementação de sistemas especialistas em aplicações na indústria nuclear. As Seções 3 e 4 introduzem teorias relacionadas a funcionalidade de sistemas especialistas e o controle de reatividade de um reator nuclear PWR respectivamente. Em seguida, a Seção 5 tem como objetivo descrever a metodologia para a criação da base de conhecimento do sistema especialista para o módulo operador e o acoplamento feito ao simulador de controle de reatividade. A Seção 6 apresenta os resultados para alguns cenários simulados para validar a base de conhecimentos implementada no sistema especialista em C, bem como o módulo de consulta criado no ExpertSinta. E, por fim, a Seção 7 é destinada a conclusões, observações, discussões e propostas de trabalhos futuros relacionados ao assunto abordado.

## 2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

De acordo com o relatório desenvolvido por Kemeny et. al (1979), o acidente de TMI foi iniciado por problemas mecânicos durante a operação da usina, mas foi propagado e intensificado devido a sucessivos erros humanos. Como consequência do acidente de TMI, ocorrido em 1979, diversos trabalhos na área de fatores humanos, principalmente inteligência artificial, foram desenvolvidos para o setor nuclear a partir da década de 80. Essa seção irá transcorrer o histórico de trabalhos publicados na área de sistemas especialistas, que é uma das vertentes da inteligência artificial.

Nelson (1982) desenvolveu um dos primeiros trabalhos publicados depois do acidente de TMI, que introduz um sistema especialista desenvolvido com o auxílio de árvores de resposta (*response tree*), que ficou conhecido como REACTOR. Um segundo sistema especialista desenvolvido por Nelson (1986) ficou conhecido com *Reactor Simulation Environment* (RiTSE), onde esse era específico para a predição de eventos que levavam ao desligamento do reator (*reactor trip*). Depois, Nelson & Blackman (1987) realizaram uma avaliação experimental do programa REACTOR. O resultado da avaliação experimental enfatizou a importância dos sistemas especialistas como ferramenta de auxílio aos operadores de usinas nucleares.

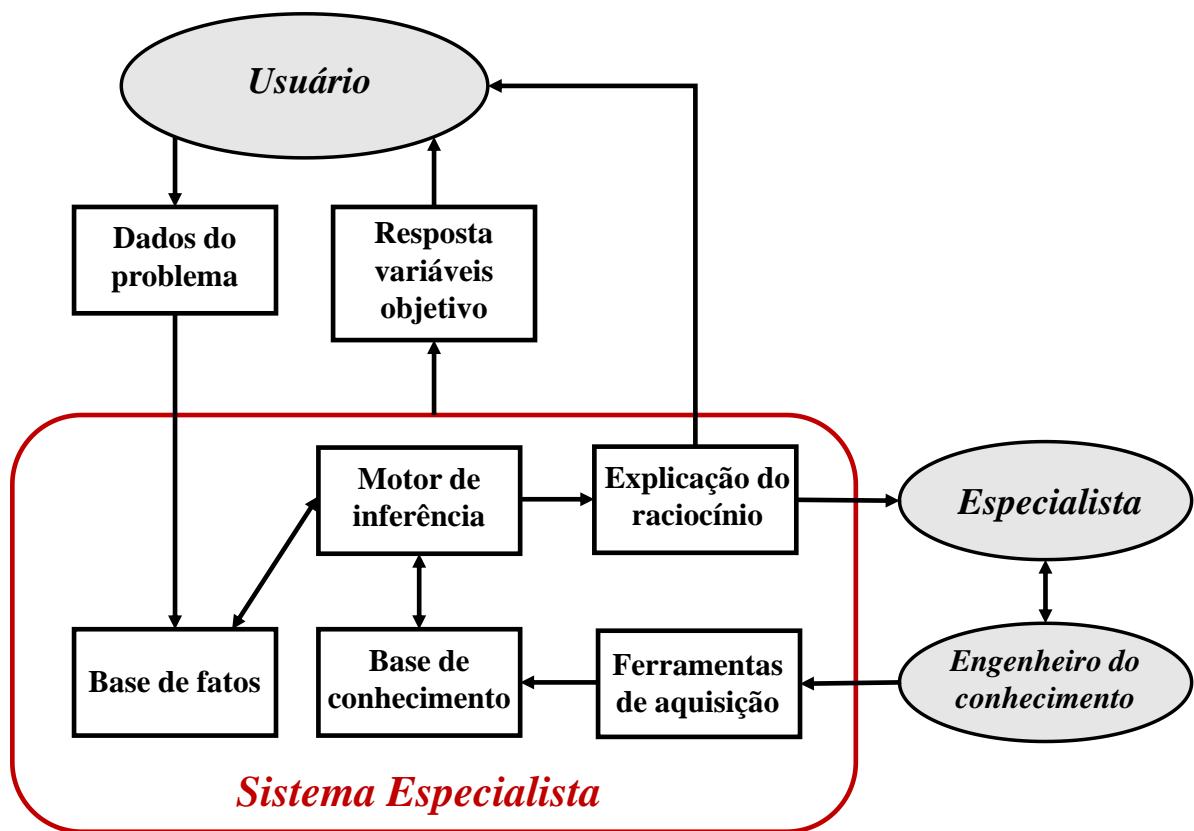
Após a criação dos sistemas especialistas REACTOR e RiTSE, outros sistemas foram sendo implementados para as diversas aplicabilidades no setor nuclear. Ancelin et al. (1991) desenvolveu o *Knowledge Scoring Engine* (KSE), que consiste em um sistema especialista acoplado a um sistema *real-time* capaz de monitorar o fornecimento de energia elétrica de uma usina nuclear. Chou et. al desenvolveu o sistema *Thermal Performance Diagnostics Expert System* (TPDES) capaz de avaliar o nível de degradação nas estruturas de uma usina nuclear causadas por efeitos térmicos. Zhou et. al (2011) implementou um sistema especialista com lógica fuzzy que objetiva avaliar o comportamento psicológico dos operadores e Qudrat-Ullah (2011) criou o simulador de sistema especialista chamado QES-SHELL para ser utilizado em atividades de treinamento de operadores.

Os erros humanos causados no acidente de TMI tem bastante relação ao excesso de alarmes que ativam na sala de controle quando um acidente é iniciado. Esse excesso de iluminação na sala de controle dificulta a identificação da causa primária de um acidente pelo operador. Por

isso, uma aplicação que ganhou bastante importância depois do acidente ocorrido em TMI são relacionadas a filtragem de alarmes e diagnóstico de acidentes. Cheon et. al (1991) desenvolveu um sistema especialista capaz de filtrar alarmes que surgem na sala de controle quando algo sai dos limites de normalidade operacional de modo a verificar qual foi a motivação primária. Choi et. al (1993; 1995) também desenvolveu um sistema especialista para filtragem e diagnóstico de acidentes em usinas nucleares, utilizando um sistema especialista híbrido com lógica nebulosa na sua implementação. Lee (2002) criou um sistema especialista baseado em inferência *fuzzy* para o diagnóstico de acidentes. O sistema desenvolvido é capaz de identificar um acidente corrente em uma usina nuclear em até 30 segundos. Nicolau et. al (2017) desenvolveu um sistema especialista para o diagnóstico de acidentes através de árvores de decisão (*decision tree*). O desenvolvimento de um sistema especialista através de árvores de decisão foi capaz não somente de identificar qual foi o acidente ocorrido, mas também apresenta ao usuário toda a sequência de eventos ocorrida desde o início do acidente até o desligamento do reator.

### 3. SISTEMAS ESPECIALISTAS

Os sistemas especialistas têm a capacidade de incorporar os conhecimentos específicos de um expert em uma dada área de atuação. O objetivo de um sistema especialista é reproduzir o processo decisório de um especialista humano de forma coerente para resolver diversos problemas relacionados àquele campo de atuação. A Figura 3.1 apresenta uma representação esquemática de um sistema especialista e os componentes necessários para a sua implementação e funcionamento.



**Figura 3.1 – Representação esquemática de um sistema especialista.**

A implementação de um sistema especialista se inicia a partir da interação entre um especialista e o engenheiro do conhecimento, onde o engenheiro deve receber todas as informações relacionadas ao problema a ser resolvido através de ferramentas de aquisição de informação. O especialista deve propor ao engenheiro do conhecimento uma descrição detalhada do problema e todo o processo necessário para solucioná-lo, baseado em suas experiências naquela área de expertise ou fontes documentais oficiais. Então, o engenheiro do

conhecimento terá a função de transcrever todas essas informações para uma base de conhecimento ou base de regras.

### 3.1. BASE DE CONHECIMENTO E BASE DE FATOS

Em um sistema especialista, existe uma relação de dependência entre o usuário, base de fatos, base de conhecimento e motor de inferência. O funcionamento de um sistema especialista consiste basicamente na interação entre uma base de conhecimento e uma base de fatos através de um motor de inferência. Quando um sistema especialista é iniciado, o usuário irá fornecer informações com o objetivo de descrever o problema que deve ser solucionado através de uma interface de interação com o usuário. Essas informações recebidas pelo usuário ficam armazenadas na base de fatos. Uma vez que a base de fatos é preenchida, o motor de inferência terá a função de ativar a base de conhecimento para verificar uma solução para o problema introduzido. Uma vez que uma solução é encontrada, então a resposta é retornada para o usuário através dessa interface.

A base de conhecimento é o núcleo do aprendizado de um sistema especialista, pois é nele que se armazena o conjunto de preceitos que traduzem o conhecimento de um especialista. Como visto anteriormente, o conhecimento do especialista é transferido para o engenheiro do conhecimento através de ferramentas de aquisição de informação. Então, o engenheiro do conhecimento tem como função reunir e organizar todas as informações em um conjunto de regras que conectam condições do tipo “SE” relacionadas a uma consequência “ENTÃO”, conforme descritas abaixo.

$$\text{If } (SE) <\text{Condição}> - \text{Then } (ENTÃO) <\text{Consequência}> \quad (3.1)$$

Como cada regra é formada por estruturas de condição (“SE”) e consequência (“ENTÃO”), verifica-se que uma regra pode ser unicamente aceita ou rejeitada. O aceite ou rejeite de uma regra depende do conjunto de parâmetros presentes na base de fatos. Isso significa que, se as informações da base de fatos forem equivalentes a condição daquela regra, então a regra será aceita e a informação de consequência contida naquela regra será ativada de modo a alterar a base de fatos. Caso contrário, aquela regra será rejeitada e o motor de inferência do sistema especialista seguirá adiante.

A base de fatos é constituída por um conjunto de variáveis que descrevem informações do problema que se deseja resolver. Para a introdução de dados das variáveis relacionados ao cenário que se deseja solucionar, é necessário que haja uma interação entre o sistema especialista e o usuário com o objetivo de melhor descrever o cenário atual do problema a ser solucionado. Essa interação ocorre dinamicamente conforme a leitura da base de regras progride e se faz necessário mais informações para garantir que todas as regras da base de conhecimento, que possuem a condição verdadeira, consigam ser avaliadas.

### **3.2. VARIÁVEL OBJETIVO**

Em geral, a solução de um problema implementado em um sistema especialista está relacionada em encontrar a resposta para uma ou mais variáveis, chamadas variáveis objetivo. É com a finalidade de encontrar uma resposta para a variável objetivo que a base de conhecimentos é implementada. Ou seja, o sistema especialista irá percorrer a base de conhecimentos até que uma regra seja aceita de modo a encontrar uma resposta para a variável objetivo ou atualizar a base de fatos e repetir o processo até que se chegue a alguma conclusão. Caso não seja possível encontrar uma resposta para a variável objetivo, então o sistema especialista irá retornar que nenhuma resposta foi encontrada para aquele problema. Por fim, o sistema especialista irá encerrar quando todas as variáveis objetivo selecionadas obtiverem uma resposta associada.

### **3.3. MOTOR DE INFERÊNCIA**

De forma prática, para um dado conjunto de fatos introduzidos pelo usuário, é necessário que exista um motor de inferência que indique ao sistema especialista para percorrer a base de conhecimentos e verificar se alguma regra será ativada e alterar a base de fatos (Figura 3.2). O algoritmo de um sistema especialista procura encontrar a resposta para uma dada variável objetivo e, a forma como o sistema especialista transcorre a base de conhecimento, depende da técnica escolhida para o algoritmo do motor de inferência. Existem dois tipos de algoritmos que são implementados como motores de inferência de um sistema especialista, o encadeamento para frente (forward chaining) e o encadeamento para trás (backward chaining).



**Figura 3.2 – Interconexão dos componentes de um sistema especialista.**

### **3.3.1. ENCADEAMENTO PARA FRENTE (FORWARD CHAINING)**

No processo de encadeamento para frente, o algoritmo percorre desde o início da base de conhecimento até o final com o objetivo de encontrar uma resposta para a variável objetivo. Conforme a passagem pelas regras da base de conhecimento progride, as regras que são aceitas modificam a base de fatos. Caso não seja encontrada nenhuma resposta para a variável objetivo e o motor de inferência chegue até a última regra, o algoritmo retornará para a primeira regra e iniciará um novo ciclo com os dados da base de fatos atualizada pelo ciclo anterior. Esse processo irá se repetir até que se verifique que um novo ciclo ativará as mesmas regras do ciclo anterior. Então o sistema especialista retornará o resultado armazenado na variável objetivo referente a última rodada.

De forma geral, pode-se resumir o algoritmo de encadeamento para frente da seguinte forma:

1. Introduzir um conjunto de fatos iniciais (base de fatos).
2. Iniciar a primeira rodada de inferência.
  - a. Disparar a primeira regra da base de conhecimento e tentar respondê-la com as informações introduzidas no conjunto de fatos iniciais.
  - b. Caso a regra 1 seja aceita, incluir as informações da referida regra no conjunto de fatos.
  - c. Repetir o processo para todas as regras de forma crescente (progressivo).
3. Iniciar uma nova rodada de inferência com a base de fatos atualizada com aquelas informações das regras aceitas na rodada de inferência anterior.
4. Repetir o processo 3 com novas rodadas de inferência até o momento em que uma nova rodada de inferência ative a mesma regra da rodada anterior. Isso significa que o Sistema Especialista já atingiu o seu resultado.
5. O resultado da variável objetivo é a informação contida na última regra ativada da última rodada de inferência.

### **3.3.2. ENCADEAMENTO PARA TRÁS (BACKWARD CHAINING)**

No processo de encadeamento para trás, o algoritmo dispara o início da base de regras em busca da primeira regra que contenha a variável objetivo do problema. Uma vez que a regra que contenha a variável objetivo é encontrada (regra alvo), então o algoritmo irá avaliar aquela regra para aceitá-la ou rejeitá-la. Caso existam subvariáveis que o sistema especialista não consiga responder prontamente em uma regra, ele procurará aquela outra variável em regras antecessoras até encontrar um resultado. Se essa subvariável não for encontrada em regras antecessoras, uma janela de comunicação deve se abrir para que o usuário entre com a informação relacionada àquela subvariável. Uma vez que o resultado da subvariável seja encontrado, o algoritmo retornará para a regra alvo a fim de respondê-la e retornar com o resultado da variável objetivo. Esse processo será feito para todas as variáveis objetivos selecionadas e todas as subvariáveis que se fizerem presentes durante uma consulta no sistema especialista.

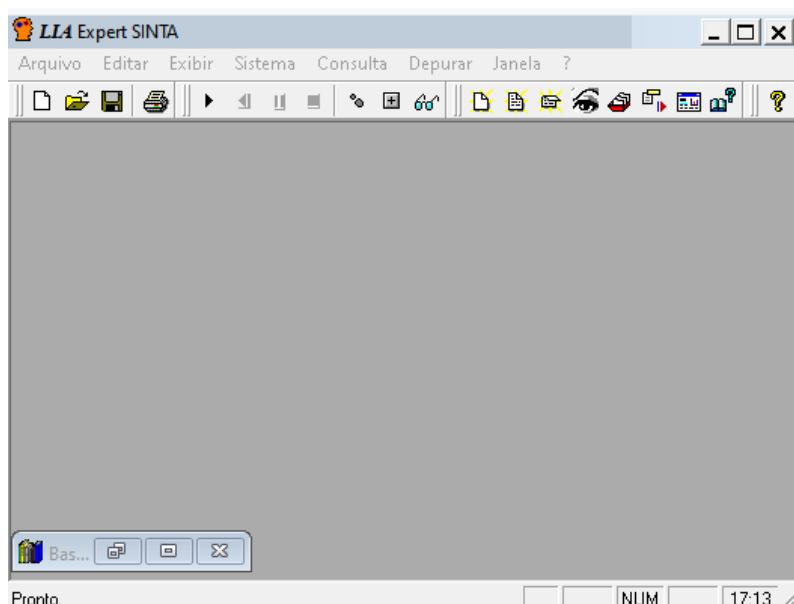
De forma geral, pode-se resumir o algoritmo de encadeamento para trás da seguinte forma:

1. Introduzir uma variável objetivo ao problema.
2. Motor de inferência escaneia a base de conhecimento de forma crescente até encontrar a primeira regra que possui a variável objetivo, chamada de regra alvo.
3. Uma vez encontrada, o sistema especialista lê a regra e escaneia as  $n$  subvariáveis que precisam ser respondidas para que seja possível entrar na regra alvo para aceitá-la ou rejeitá-la.
4. O motor de inferência irá retornar a base de regras, a partir da regra alvo, se movimentando de forma decrescente de modo a procurar uma regra que responda uma dessas variáveis.
  - a. Se uma regra for encontrada com essa variável, então o sistema especialista investiga essa regra para encontrar um resultado.
  - b. Se o motor de inferência em movimento decrescente atingir a regra 1, então o sistema especialista abrirá uma janela solicitando que o usuário especialista entre com informação sobre a variável manualmente.
5. O processo do ítem 4 é feito para as  $n$  subvariáveis não respondidas na regra alvo.
6. Sob posse de todas as  $n$  subvariáveis necessárias para responder a regra alvo, então o sistema especialista irá aceitar ou rejeitar a regra alvo.

- a. Se a regra alvo for aceita, então a resposta da variável objetivo é a informação contida na regra alvo.
- b. Se a regra alvo for rejeitada, então o motor de inferência seguirá um movimento de forma crescente de modo a procurar uma nova regra que contenha a variável objetivo.
  - i. Se uma nova regra que contenha a variável objetivo for encontrada, então a regra alvo é atualizada e o processo retorna ao ítem 3.
  - ii. Se nenhuma nova regra que contenha a variável objetivo for encontrada até chegar a última regra da base de regras, então o sistema especialista retorna que nenhum resultado pode ser encontrado.

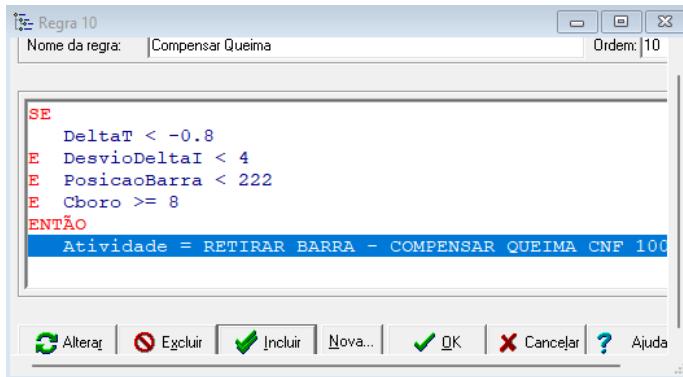
### 3.4. EXPERT SINTA

O ExpertSinta é uma ferramenta desenvolvida pelo Laboratório de Inteligência Artificial (LIA) da Universidade Federal do Ceará (UFC) para a criação automática de um sistema especialista a partir da implementação manual de uma base de regras pelo usuário. Uma vez que a base de regras é criada, o ExpertSinta possui um motor de inferência interno implementado que utiliza o algoritmo de encadeamento para trás para avaliar as regras e interage com o quando é necessário preencher a base de fatos do problema a ser solucionado. A Figura 3.3 abaixo apresenta uma visão geral da interface do programa ExpertSinta.



**Figura 3.3 – Janela principal do ExpertSinta.**

Para criar uma base de regras no ExpertSinta, é necessário que o usuário entenda o problema e então seja capaz de modelar a base de regras de modo a solucionar esse problema. Como explicado anteriormente, o Expert Sinta faz uso de regras do tipo “SE” e “ENTÃO” que conectam as variáveis relevantes para a tomada de decisão referentes a uma variável objetivo. Além disso, o ExpertSinta possui toda a interface gráfica para o auxílio na criação manual de cada regra da base de regras (Figura 3.4) e, ao fim, o programa gera um arquivo \*.bcm onde a base de regras fica salva para ser importada para diferentes máquinas.



**Figura 3.4 – Visualização e edição de uma regra com a interface ExpertSinta.**

O programa Expert Sinta utiliza variáveis de três tipos: variáveis numéricas, variáveis univvaloradas e variáveis multivvaloradas. As variáveis numéricas consistem em variáveis matemáticas do conjunto dos números reais; variáveis univvaloradas referem-se as variáveis que aceitam apenas duas respostas: “SIM” ou “NÃO”; Variáveis multivvaloradas são aquelas que englobam um conjunto de valores. Ou seja, para uma dada variável multivvalorada podem existir  $n$  valores que caracterizam aquela variável. Por exemplo, pode-se considerar uma variável nomeada de “transporte público” como uma variável multivvalorada cujos valores seriam “metrô”, “ônibus”, “bonde”, entre outros.

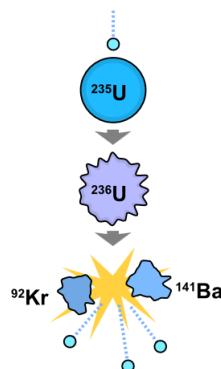
Para fazer uma consulta com o programa especialista Expert Sinta, o usuário deve então especificar quais são as variáveis objetivos que o sistema especialista deve solucionar. Uma vez especificado, o sistema especialista dispara o motor de inferência de modo a procurar a primeira regra que possui a variável objetivo e, quando essa regra é encontrada, é iniciado o procedimento de encadeamento para trás até que uma solução para a variável objetivo seja encontrada. Caso nenhuma informação seja encontrada, ou seja, nenhuma regra seja ativada para um dado conjunto de variáveis na base de fatos, então o programa irá retornar uma mensagem informando que nenhuma resposta foi encontrada.

## 4. SISTEMA DE CONTROLE DO REATOR NUCLEAR

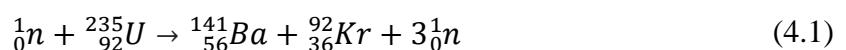
A principal função de um operador durante as suas atividades é monitorar os parâmetros de operação do reator e realizar todas as manobras necessárias para mantê-lo em estado crítico durante o seu ciclo de operação. Para isso, é necessário que os parâmetros relacionados a criticalidade do reator estejam operando dentro de valores desejados. Quando algum parâmetro começa a desviar de um certo limiar, cabe ao operador da usina tomar medidas necessárias para trazer o reator de volta à normalidade. Esse processo de constante monitoramento do comportamento dos parâmetros da usina por um operador é chamado de controle de reatividade operacional.

### 4.1. REATIVIDADE DO REATOR NUCLEAR

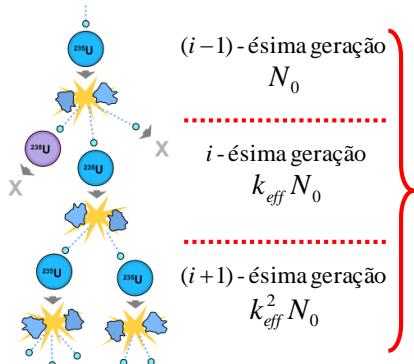
Para quantificar a reatividade presente em um reator nuclear, é necessário entender como funciona o processo de fissão nuclear em cadeia que ocorre no núcleo. A reação de fissão nuclear consiste na quebra do núcleo de átomos de U<sub>235</sub>, onde essa reação libera uma energia total de aproximadamente 202.5 MeV =  $3.24 \times 10^{-11}$  J. E, uma usina nuclear consiste em transformar essa energia liberada pela fissão do U<sub>235</sub> em energia para movimentar turbinas de geração de energia elétrica. A Figura e a Equação 4.1 e a equação abaixo ilustram um exemplo de uma reação de fissão que pode ocorrer com o núcleo de átomo de U<sub>235</sub>.



**Figura 4.1 – Reação de fissão nuclear do átomo de U<sub>235</sub>.**



A reação de fissão descrita acima consiste em um nêutron colidindo com um núcleo de  $^{235}_{92}U$ , ocasionando a desintegração desse núcleo em um núcleo de  $^{141}_{56}Ba$ , um núcleo de  $^{92}_{36}Kr$  e a liberação de três nêutrons no meio. A formação desses produtos de fissão são apenas uma das várias possibilidades de combinações de fissão que podem ocorrer com o núcleo de U<sub>235</sub>. Para cada tipo de fissão que pode ocorrer com o U<sub>235</sub>, verifica-se que uma certa quantidade de nêutrons é expelida junto com os átomos produtos da reação. Esses nêutrons expelidos possuem a capacidade de gerar novas reações de fissão e, então, cria-se uma reação em cadeia. A Figura 4.2 ilustra sucessivas reações de fissão formadoras de uma reação em cadeia.



**Figura 4.2 – Fator de multiplicação da reação nuclear de fissão em cadeia.**

Para entender o mecanismo de uma reação em cadeia, considere  $k_{eff}$ , chamado de fator de multiplicação, como uma variável que quantifica a variação da população de nêutrons ao longo das gerações das reações em cadeia. De acordo com a Figura 4.2, se  $N_0$  refere-se à população inicial de nêutrons, então pode-se verificar que, se  $k_{eff} = 1$  (reator crítico), então o reator mantém a sua quantidade de nêutrons constante para cada reação. Se  $k_{eff} < 1$  (reator subcrítico), então o reator possui uma população de nêutrons que está diminuindo, ou seja, o reator está desligando já que a reação em cadeia tenderá a cessar. Se  $k_{eff} > 1$  (reator supercrítico), então o reator terá a sua população de nêutrons crescendo excessivamente, o que acarretará um descontrole da reação em cadeia e, consequentemente, um aumento descontrolado de energia liberada pelas reações de fissão.

Define-se reatividade ( $\rho$ ) como a razão entre o ganho ou perda de nêutrons entre duas gerações de reações em cadeia, pela quantidade total de nêutrons da geração atual. De forma prática, reatividade é uma medida que quantifica o quanto o reator está se afastando da sua condição de criticalidade. Como a criticalidade é função do valor de  $k_{eff}$ , então pode-se dizer que reatividade é dada por:

$$\rho = \frac{k_{eff}N_0 - N_0}{k_{eff}N_0} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} = \frac{\Delta k_{eff}}{k_{eff}} \quad (4.2)$$

Onde o termo  $k_{eff}N_0 - N_0$  refere-se ao ganho ou perda de nêutrons de uma geração para outra e o termo  $k_{eff}N_0$  representa a quantidade de nêutrons da geração atual. Portanto, de acordo com a equação acima, pode-se definir as seguintes condições:  $k_{eff} = 1$  ou  $\rho = 0$  (reator crítico);  $k_{eff} < 1$  ou  $\rho < 0$  (reator subcrítico);  $k_{eff} > 1$  ou  $\rho > 0$  (reator supercrítico).

A quantidade de reatividade presente no núcleo do reator determina a variação temporal da população de nêutrons e, consequentemente, o nível de potência. Existem diversos fatores no reator que tendem a perturbar o nível de reatividade, por exemplo: queima de combustível, temperatura do combustível, temperatura do refrigerante e moderador, pressão, concentração de absorvedor, inserção de barras de controle, entre outros. Ou seja, a variação de reatividade ocorre devido a uma variação de um dado parâmetro proveniente de uma perturbação introduzida no sistema. Por isso, define-se como coeficiente de reatividade ( $\alpha_X$ ), a razão entre essa variação de reatividade ( $\Delta\rho$ ) criada por uma variação de um certo parâmetro  $X$ , que dependerá do tipo de perturbação.

$$\alpha_X = \frac{\Delta\rho}{\Delta X} \quad (4.3)$$

O coeficiente de reatividade ( $\alpha_X$ ) é utilizado como base de cálculo para projetos de reatores nucleares e, então, é um parâmetro conhecido. Além disso, em uma usina nuclear, variações para um dado parâmetro  $\Delta X$  são constantemente monitorados, tornando possível calcular a variação de reatividade que uma dada perturbação causa no reator da seguinte forma:

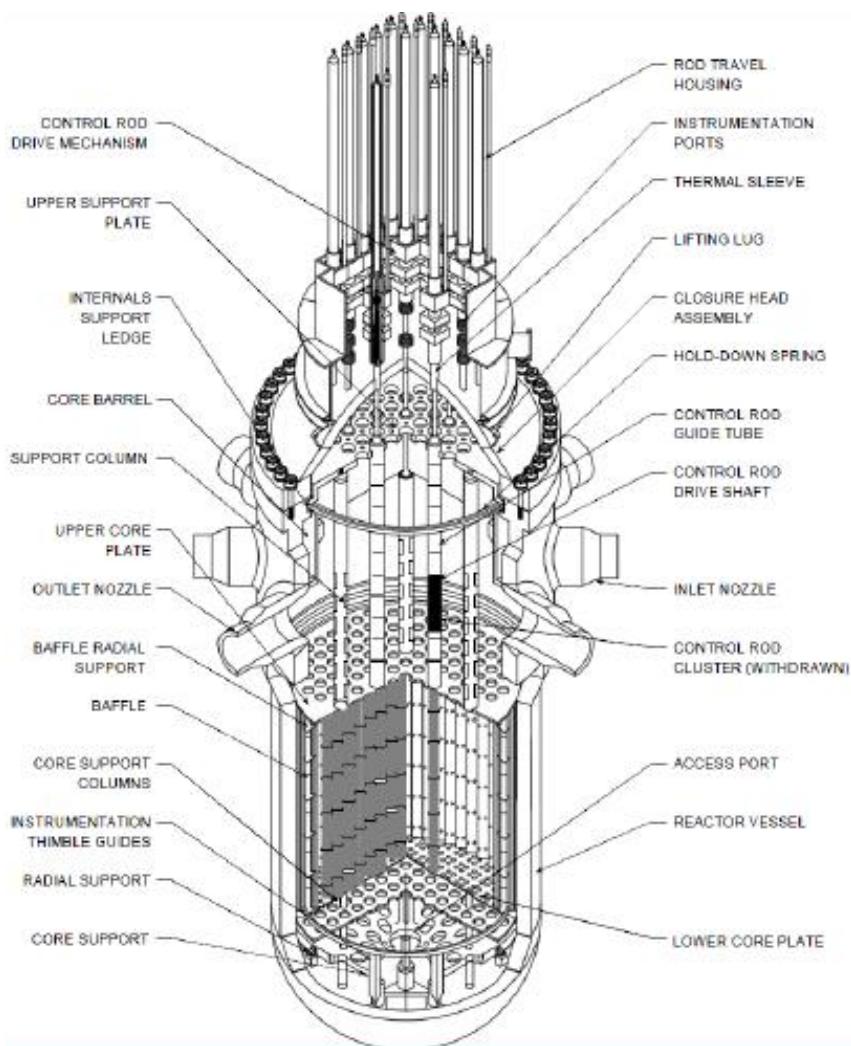
$$\Delta\rho = \alpha_X \Delta X \quad (4.4)$$

## 4.2. MECANISMOS DE CONTROLE DE REATIVIDADE DO REATOR

Como visto anteriormente, diversas perturbações podem ser introduzidas no sistema de um reator nuclear que podem modificar a quantidade de nêutrons presente no sistema. E, para manter uma reação em cadeia autossustentável (reator crítico), é necessário a introdução de mecanismos que equilibrem os efeitos neutrônicos gerados por essas perturbações, de modo a manter a população de nêutrons constante ao longo das gerações. Para isso, o reator de uma

usina nuclear possui diversos mecanismos de controle de reatividade que visam contrapor esses efeitos.

Os mecanismos que existem para o controle de reatividade do reator nuclear dependem do tipo de reator. Nesse trabalho, os mecanismos de controle de reatividade são específicos para reatores nucleares do tipo PWR, como ilustra a Figura 4.3.



**Figura 4.3 – Núcleo de um reator PWR e os mecanismos de controle de reatividade.**

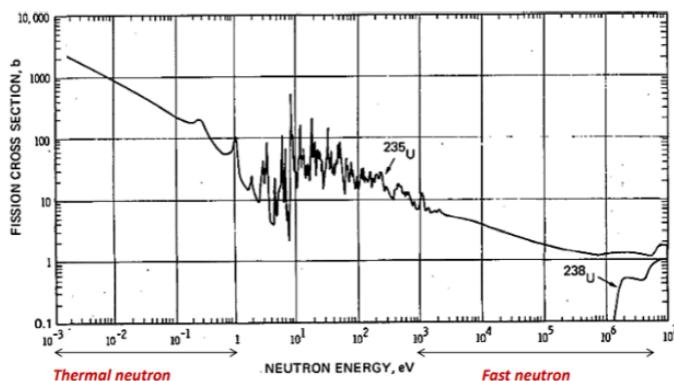
#### 4.2.1. MODERAÇÃO DE NÊUTRONS

Nêutrons possuem um extenso espectro de energia que os subdividem em categorias e denominações (Figura 4.4) e, a probabilidade de um nêutron atingir um núcleo de U<sub>235</sub> e promover uma nova reação de fissão é função do nível energético em que esse nêutron se encontra no meio. O parâmetro que relaciona a probabilidade de ocorrência de uma fissão

nuclear é chamado de seção de choque microscópica ( $\sigma$ ) e a Figura 4.5 apresenta o gráfico da seção de choque microscópica (medida em barns) para a ocorrência de uma fissão nuclear de núcleos de U<sub>235</sub> em função do nível energético dos nêutrons (medido em eV).

Categoria	Denominação	Energia
Lentos	Frio *	$E < 0,01 \text{ eV}$
	Térmico	$0,01 \text{ eV} < E < 0,3 \text{ eV}$ $E = 0,025 \text{ eV}$
	Epitérmico	$0,3 \text{ eV} < E < 10 \text{ keV}$
Rápidos	$E > 10 \text{ keV}$	
* neutrons com velocidade semelhante ao movimento dos gases em temperaturas extremamente baixas.		
** neutrons no intervalo intermediário da termalização		

**Figura 4.4 – Classificação dos níveis energéticos de nêutrons.**



**Figura 4.5 – Seção microscópica para ocorrência de fissão nuclear com U<sub>235</sub> e U<sub>238</sub>.**

Como pode ser verificado pelo gráfico da Figura 4.4, a seção microscópica para fissão do U<sub>235</sub> decresce conforme a energia do nêutron aumenta. Os nêutrons que são liberados em uma reação de fissão possuem energias excessivamente alta (nêutrons rápidos) e, devido a energia elevada, possuem baixa probabilidade de gerar sucessivas reações de fissão ao atingir outros átomos de U<sub>235</sub>. Portanto, devido ao alto nível energético dos nêutrons liberados pelas reações de fissão e as limitações físicas estruturais do reator, a reação em cadeia pode não ser autossustentável. Isso acontece porque um nêutron pode escapar do reator ou ser absorvido por outros materiais antes de perderem energia suficiente para realizar uma nova reação de fissão. De acordo com o gráfico da Figura 4.4, a probabilidade de ocorrência de fissões nucleares aumenta quando o nível energético dos nêutrons diminui para nêutrons térmicos. Portanto, faz-se necessário a introdução de algum componente que seja capaz de reduzir a energia dos nêutrons e gerar novas reações de fissão que sejam perdidos.

A moderação de nêutrons é o processo de redução de velocidade e energia de nêutrons rápidos expelidos na reação de fissão para nêutrons térmicos. A moderação de nêutrons em reatores PWR é feita a partir da contínua colisão de nêutrons com os átomos de hidrogênio presentes em moléculas de água. Portanto, quanto maior for a quantidade de moderador no núcleo do reator, maior será a concentração de átomos de hidrogênio disponíveis para colisão no meio e, maior será a moderação de nêutrons. Consequentemente, maior será a ocorrência de fissões nucleares, aumentando a potência do reator. Pode-se dizer que adição de moderador no reator introduz reatividade positiva ao sistema.

A reação de fissão nuclear gera uma alta quantidade de energia por fissão em forma de calor. Então, é necessário que exista um refrigerante que seja capaz de remover esse calor gerado. O calor removido pelo refrigerante é levado para o Gerador de Vapor, que tem função de transferir o calor do refrigerante para o vapor em um sistema secundário. Por fim, o vapor se move em direção às turbinas para converter a energia em eletricidade.

O refrigerante utilizado em uma usina nuclear PWR é a água, assim como o moderador. Note que se o refrigerante tem como função remover calor, então a variação de temperatura no refrigerante consequentemente ocasiona efeitos de reatividade na moderação do reator. Se a temperatura do refrigerante começa a aumentar, então a densidade do moderador diminui e isso acaba ocasionando introdução de reatividade negativa no reator. O efeito inverso, considerando a diminuição de temperatura do refrigerante, ocasiona a introdução de reatividade positiva.

Considerando que  $\Delta X$  da equação anterior pode ser substituído pela variação da temperatura no refrigerante  $\Delta T$ , então pode-se definir como coeficiente de reatividade de temperatura do moderador ( $\alpha_{mod}$ ) pela Equação 4.5.

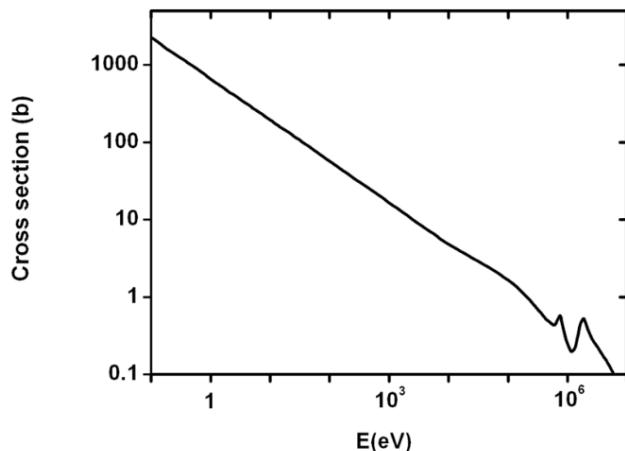
$$\alpha_{mod} = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \left[ \frac{pcm}{^{\circ}C} \right] \quad (4.5)$$

Note que  $\alpha_{mod}$  é uma variável que é inversamente proporcional a variação de temperatura do refrigerante. Como foi dito anteriormente, os coeficientes de reatividade são parte das bases de cálculo do projeto de um reator nuclear. Nesse caso, se a base de cálculos considerar  $\alpha_{mod} > 0$ , então o aumento de temperatura ocasionará uma introdução de reatividade positiva no reator. Por outro lado, se  $\alpha_{mod} < 0$ , então o aumento de temperatura ocasionará uma introdução de reatividade negativa. Isso é uma propriedade particularmente importante nas bases de cálculo

de projetos de reatores do tipo PWR, que são projetados para terem  $\alpha_{mod} < 0$ , para manter uma segurança intrínseca de reduzir a reatividade do reator caso a temperatura do refrigerante comece a se elevar devido a, por exemplo, um acidente.

#### 4.2.2. ÁCIDO BÓRICO

Em usinas PWR, as moléculas de água do moderador e refrigerante constituem uma mistura homogênea com certa quantidade de ácido bórico ( $H_3BO_3$ ). O boro presente no ácido bórico possui propriedades absorvedoras de nêutrons e tem a função de promover efeitos inversos ao do moderador no reator. Ou seja, a adição de ácido bórico tem a função de introduzir reatividade negativa ao reator. A Figura 4.6 apresenta o gráfico da seção de choque microscópica de absorção do boro em função da energia de um nêutron incidente, onde é possível notar que a absorção de nêutrons por boro aumenta conforme a energia do nêutron diminui. O processo de adição de ácido bórico no reator nuclear é comumente chamado de envenenamento.



**Figura 4.6 – Seção de choque microscópica de absorção do Boro.**

Considerando que  $\Delta X$  da equação anterior pode ser substituído pela variação da concentração de ácido bórico, então pode-se definir como coeficiente de reatividade de temperatura do moderador ( $\alpha_{boro}$ ) pela Equação 4.6

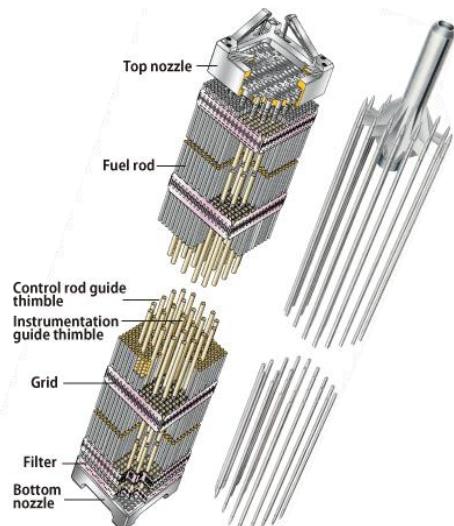
$$\alpha_{boro} = \frac{\Delta \rho}{\Delta \text{Concentração}} \left[ \frac{\text{pcm}}{\text{ppm}} \right] \quad (4.6)$$

O moderador e o ácido bórico estão em uma mistura homogênea no interior do reator. Se a quantidade de ácido bórico for muito elevada em relação a quantidade de moderador na mistura, em uma certa elevação de temperatura, haverá predominância do efeito do ácido bórico sobre

o moderador e, consequentemente, uma inversão do  $\alpha_{\text{mod}}$  para positivo. Em outras palavras, quando a temperatura aumenta, haverá redução da densidade do absorvedor inserindo reatividade positiva no sistema, enquanto o aumento de temperatura acarretará a redução da densidade do moderador que introduz reatividade negativa. Porém, como a quantidade de ácido bórico absorvedor é predominante sobre a quantidade de moderador, o efeito global será introdução de reatividade positiva no sistema, anulando o efeito da segurança intrínseca do  $\alpha_{\text{mod}} < 0$  que é esperada por projeto. Desse modo, verifica-se que existe uma quantidade limitante da concentração de absorvedor que pode ser introduzida em relação a concentração de moderador.

#### **4.2.3. BARRAS DE CONTROLE**

Para superar as limitações devido a concentração de ácido bórico que pode ser introduzida no reator, além dos controles de reatividade químicos, existem os controladores de reatividades mecânicos. Em uma usina PWR, esses controladores de reatividade mecânicos consistem em barras de controle que possuem material absorvedor de nêutrons em sua composição (Figura 4.7). A usina Angra I possui ao todo 121 elementos combustíveis e 33 bancos de controle e desligamento, e o material utilizado é uma liga de Prata (85%), Cádmio (10%) e Índio (5%). De modo similar ao boro, essa liga também possui propriedades absorvedoras de nêutrons.



**Figura 4.7 – Ilustração de uma barra de controle.**

O controle de reatividade por barras de controle em uma usina PWR é feito através da contínua inserção e excursão dessas barras dentro do núcleo do reator. Portanto, considerando que as barras possuem propriedades de absorção de nêutrons, o movimento de inserção de

barras de controle adiciona reatividade negativa ao sistema, enquanto o movimento de excursão de barras de controle do reator nuclear possui o efeito de introduzir reatividade positiva.

## **4.3. PERTURBAÇÕES DA CRITICALIDADE DO REATOR NUCLEAR**

Até o momento foi apresentado o processo de geração de energia através da reação de fissão nuclear em cadeia e as ferramentas químicas e mecânicas que existem em um reator PWR para controlar possíveis variações no nível de reatividade de um reator em operação. De modo a entender como as decisões para o controle de reatividade de uma usina nuclear são tomadas por um operador, é necessário entender com detalhes quais são os fatores operacionais que alteram a reatividade do reator.

### **4.3.1. QUEIMA DO COMBUSTÍVEL**

Quando um ciclo de operação é iniciado em um reator nuclear, uma certa quantidade de U<sub>235</sub> é introduzida no núcleo e essa massa com o tempo será consumida devido as sucessivas reações de fissão em cadeia. Esse processo de consumo constante de combustível físsil no reator nuclear é comumente chamado de queima do combustível. Ao logo de um ciclo de uma usina nuclear, o consumo de material físsil ocasiona a sua diminuição em concentração, que introduz gradativamente reatividade negativa.

Foi discutido anteriormente que uma certa quantidade de ácido bórico é introduzida no núcleo do reator quando um ciclo é iniciado e que o seu aumento em concentração introduz reatividade negativa no sistema. Note que, se o processo de queima de combustível já introduz reatividade negativa no sistema, é necessário reduzir a concentração de ácido bórico no sistema de modo a introduzir reatividade positiva e, consequentemente, equilibrar a introdução de reatividade negativa causada pela queima. Além disso, foi dito que os átomos de hidrogênio nas moléculas de água funcionam como moderadores e, o aumento de concentração de água acarreta introdução de reatividade positiva no reator. Como o ácido bórico e a água constituem uma mistura homogênea no reator, pode-se concluir que é necessário manter uma constante diluição do sistema de modo a aumentar a concentração de moderador e diminuir a concentração de ácido bórico da mistura para equilibrar o efeito da queima.

A inserção de reatividade positiva no sistema para sobrepor os efeitos de queima do combustível devem ser feitas através de diluição do ácido bórico ou inserção de barras de

controle. Portanto o operador precisa identificar quando inserir a reatividade positiva e então decidir se a introdução de reatividade positiva será feita através da diluição de ácido bórico ou inserção de barras de controle. De acordo com o conhecimento do operador especialista, verifica-se que o momento de inserir reatividade positiva é feito através do monitoramento da variação de temperatura,  $\Delta T$  que é dado pela Equação 4.7.

$$\Delta T = T_{med} - T_{ref} \quad (4.7)$$

Onde  $T_{med}$  refere-se a temperatura média do sistema de refrigeração do reator (SRR) e  $T_{ref}$  refere-se a temperatura de referência que é ajustada de acordo com a potência que a usina está operando.

Se um certo limiar é atingido para  $\Delta T$ , então será necessário acionar algum procedimento para a compensação da queima de combustível. Em um sistema especialista cabe ao operador introduzir qual será o limite para  $\Delta T$ . O processo de escolha dos limites aos quais as variáveis serão avaliadas configuram uma calibração da base de regras do sistema especialista.

Uma vez que o limite para a compensação da queima de combustível é atingido, então uma série de sucessivas ponderações e verificações precisam ser feitas para decidir se a compensação da queima (isto é, introdução de reatividade positiva) é feita via diluição do SRR ou retirada de barras. Essas ponderações também são informações de conhecimentos específicos adquiridos pelo operador humano e são função da variação do fluxo neutrônico e a posição das barras de controle.

#### **4.3.2. DESVIO DE DELTA I**

O segundo principal fator que gera modificações no nível de potência do reator é o desvio da diferença de fluxo neutrônico, que consiste na subtração entre o valor da diferença axial do fluxo neutrônico e o seu respectivo valor alvo, conforme a Equação 4.8.

$$Desvio\Delta I = \Delta I - Alvo\Delta I \quad (4.8)$$

Onde a diferença axial de fluxo neutrônico ( $\Delta I$ ) é um parâmetro que exprime a diferença de potência nuclear entre o topo e a base do reator, enquanto o valor alvo de  $\Delta I$  é uma variável de

referência que depende do nível estipulado para a potência da turbina e a concentração de boro presente no sistema.

O desvio no valor de  $\Delta I$  possui limites superior e inferior estipulados pelo próprio operador durante o processo de calibração da base de regras. Diferentemente do que ocorre nos efeitos de queima de combustível, no caso de algum limite de desvio de  $\Delta I$  ser atingido, é necessário que o operador verifique se é necessário introduzir reatividade positiva ou negativa. Uma vez verificado, então ponderações são feitas para decidir se a reatividade positiva será introduzida por diluição ou retirada de barras ou se a reatividade negativa será introduzida por boração ou inserção de barras. Essas ponderações são feitas através do julgamento do operador para a tomada de decisão e fazem parte do processo de calibração da base de conhecimento.

De acordo com a teoria descrita nas seções 4.3.1 e 4.3.2, dois parâmetros são constantemente monitorados para o controle de reatividade – a variação de temperatura do SRR e o desvio na diferença axial de fluxo neutrônico. É importante ressaltar que quando um desses parâmetros excede o seu limite e requer que alguma modificação no sistema para trazê-lo de volta ao seu valor esperado, o outro parâmetro também sofre modificações que pode, consequentemente, afastá-lo de seu respectivo limite. Novamente, cabe o melhor julgamento do operador humano da usina em decidir quais são as ordens de prioridade de cada procedimento a ser realizado. Em um sistema especialista, a ordem dos procedimentos afetará diretamente a ordem com que as regras são organizadas dentro da base de conhecimento e, é importante que elas estejam coerentes com o mesmo encadeamento lógico de tomadas de decisão de um operador humano.

### **4.3.3. OUTROS**

Além da verificação da queima de combustível e desvio da diferença do fluxo neutrônico, existem outros fatores que influenciam o sistema nuclear e que necessitam de intervenção com a introdução de reatividade negativa ou positiva.

Nota-se que a queima do combustível gera apenas efeitos de redução de potência com a queda da temperatura média no sistema primário da usina nuclear. Em caso de haver algum tipo de transiente que gere um aumento na temperatura média do sistema primário, é necessário que limites sejam verificados para impor introdução de reatividade negativa no sistema e trazer a temperatura média do sistema de volta a temperatura de referência.

Além disso, caso ocorra um acidente, o desligamento imediato do reator (*reactor trip*) é feito através da inserção completa dos conjuntos das barras de controle e de desligamento no reator, de modo a finalizar qualquer possibilidade de reação de fissão. Portanto, o movimento de barras de controle possui limitações físicas estruturais e devem obedecer a diversos limites que garantam que uma margem de desligamento segura esteja sempre disponível caso algum acidente ocorra. Uma vez que as barras de controle atingem esses limites, correções automáticas de sua posição devem ser tomadas.

#### **4.3.4. ALARMES**

Quando os parâmetros assumem valores muito além daqueles destinados à operação normal do reator nuclear, deve haver alarmes que armem para indicar ao operador que um limite muito além do esperado foi atingido.

O alarme de limite de inserção baixo ou alarme de limite de inserção muito baixo são acionados quando a posição da barra atinge um valor próximo do limite de inserção calculado. Nesse caso deve ser adicionado boro ao sistema para que, consequentemente, se possa reajustar a barra de controle de volta aos limites da margem de desligamento descritos na seção 4.3.3. Note que a retirada de barra introduz reatividade positiva, porém o acréscimo na concentração de boro introduz reatividade negativa, anulando a reatividade final introduzida no sistema.

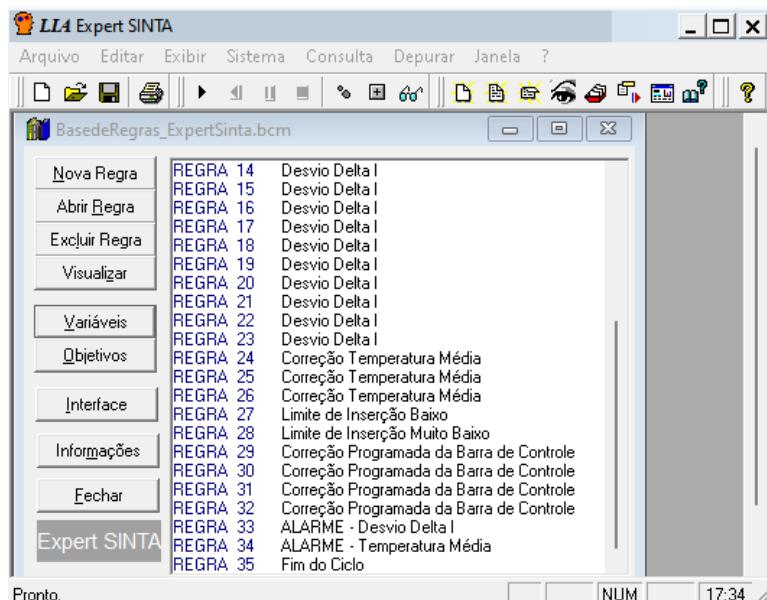
Dois alarmes que verificam a temperatura média e o desvio na diferença axial de fluxo neutrônico do reator também são adicionados. Esses alarmes monitoram constantemente valores mínimos e máximos de  $\Delta T$  e  $Desvio\Delta I$  e param imediatamente a operação do reator quando um desses limites é atingido.

Como dito anteriormente, esses valores possuem valores de calibração quando são adicionados a usina. É trabalho do operador estipular os valores razoáveis para esses alarmes serem armados para garantir um funcionamento seguro da usina.

## 5. METODOLOGIA

### 5.1. O MODO CONSULTA – EXPERT SINTA

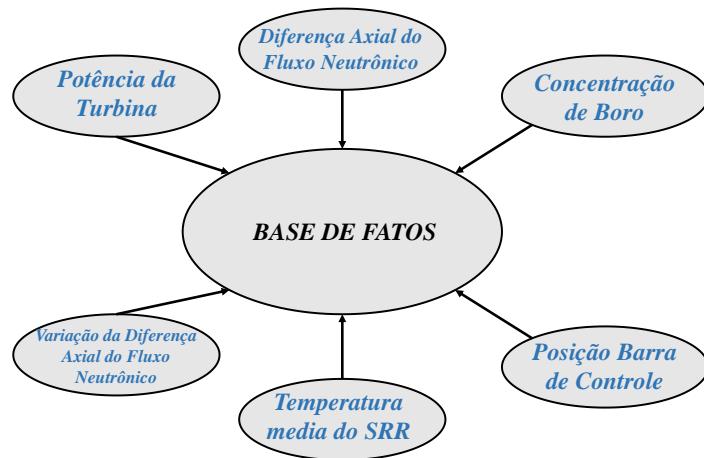
É criado um sistema especialista com o auxílio do programa ExpertSinta para o controle de reatividade de usinas nucleares do tipo PWR. A Figura 5.1 apresenta uma visão geral da base de regras implementada no programa ExpertSinta. No total, foram incluídas 35 regras para o controle de reatividade na base de regras e o Apêndice A apresenta detalhadamente toda a base de regras que foi implementada através do ExpertSinta.



**Figura 5.1 – Base de regras para controle de reatividade no ExpertSinta.**

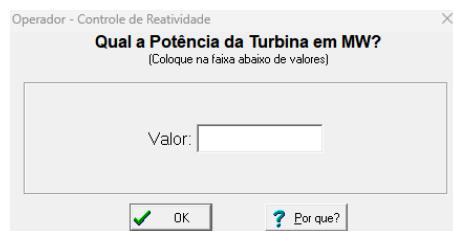
O sistema especialista implementado tem como objetivo incorporar o raciocínio de um operador humano, imprimindo na tela qual deverá ser o procedimento que um operador humano deve realizar para manter o reator nuclear em estado crítico, quando alguma variável está saindo dos seus limites aceitáveis. Em termos técnicos, o sistema especialista terá uma única variável objetivo multivvalorada, chamada *Procedimento*, onde seus valores listam os procedimentos a serem feitos pelo usuário operador: diluir, borar, inserir ou retirar barras de controle. Além disso, o programa especialista é capaz de identificar qual foi a perturbação no sistema que gerou a necessidade dessa intervenção ou identificar quando nenhum limite foi atingido e, portanto, nenhum procedimento deve ser feito.

A base de fatos é aquela que deve armazenar as informações do estado atual do reator nuclear e o preenchimento dessa base é feita pelo usuário através de uma interface de comunicação do próprio programa ExpertSinta, que se abre quando é necessário conforme o motor de inferência percorre a base de regras. Em uma usina nuclear, diversos parâmetros são constantemente monitorados, para manter o nível de segurança da usina e informar o operador humano quando é o momento de realizar alguma manobra para manter o reator em estado crítico. Verificou-se que seis parâmetros se fazem relevantes no processo de tomada de decisão de qual procedimento deve ser realizado por um operador humano. São eles: potência da turbina (MW), temperatura média do SRR (°C), diferença axial de fluxo neutrônico, variação da diferença axial de fluxo neutrônico, concentração de boro (ppm) e posição das barras de controle (passos). A Figura 5.2 apresenta um resumo de todas as variáveis que compõem a base de fatos do problema.



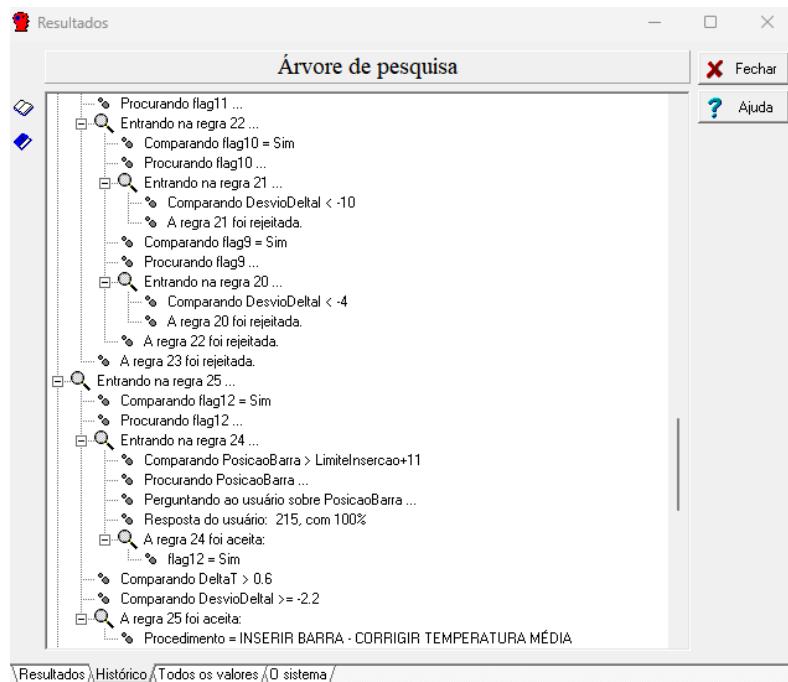
**Figura 5.2 – Parâmetros utilizados no sistema especialista operador no ExpertSinta.**

O sistema especialista implementado no ExpertSinta para o controle de reatividade de um reator nuclear deve possuir a capacidade de realizar consultas manuais onde o operador usuário deve inserir os seis valores desses parâmetros, quando o motor de inferência do sistema especialista solicita através da interface de comunicação (Figura 5.3).



**Figura 5.3 – Janela de comunicação da interface ExpertSinta.**

Ao final de cada consulta, o ExpertSinta possui ferramentas de pós processamento, tornando o sistema especialista implementado excelente para uso na simulação e treinamento de pessoal. A Figura 5.4 apresenta uma ferramenta de pós processamento que mostra todo o encadeamento para trás feito pelo motor de inferência até chegar na resposta da variável objetivo. É possível verificar que, no exemplo da Figura 5.4, o sistema especialista detectou um desvio na temperatura média do reator e concluiu que é necessário proceder inserindo a barra de controle para corrigir esse desvio.



**Figura 5.4 – Pós processamento de uma consulta no ExpertSinta.**

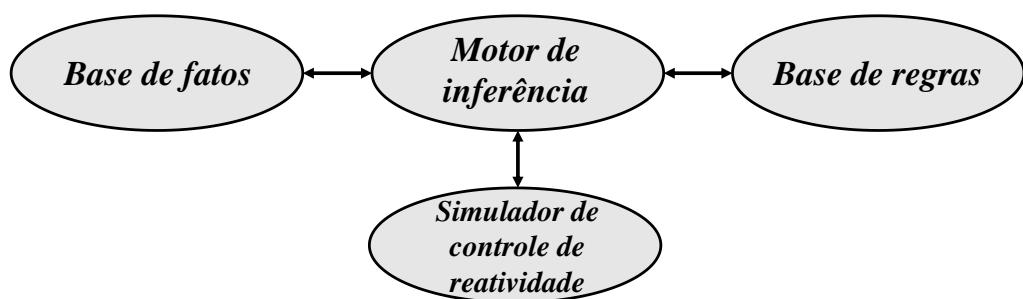
Uma usina nuclear opera em ciclos e possui como critério de parada a concentração de boro ser menor que 8 ppm. Uma vez que esse critério de parada é atingido, então se inicia o processo de recarga do combustível nuclear. Quando a recarga é finalizada, então as atividades são retomadas em um novo ciclo de operação da usina. O programa ExpertSinta é um *shell* que possibilita consultas manuais o que torna inviável a criação de um sistema especialista online que monitore automaticamente os parâmetros ao longo de seu ciclo, uma vez que seriam necessárias aproximadamente 600.000 consultas manuais. Por isso, o sistema especialista implementado no ExpertSinta é considerado apenas uma ferramenta didática, podendo ser utilizado como um ótimo simulador de treinamento de pessoal por apresentar todo o processo teórico que leva a uma tomada de decisão.

## 5.2. O MODO ONLINE – MODELAGEM EM C

De modo a transformar o sistema especialista em um programa de monitoramento de reatividade online, é necessário acoplar a base de conhecimento criada no programa ExpertSinta ao sistema computacional da sala de controle de uma usina nuclear PWR, onde os parâmetros operacionais da usina são monitorados em tempo real.

Em termos didáticos, para verificar e validar a base de conhecimentos criada, uma modelagem de um possível sistema especialista online é introduzida a partir do acoplamento da base de conhecimentos desenvolvida no ExpertSinta a um simulador de reatividade de uma usina nuclear PWR através do motor de inferência (Figura 5.5). O simulador utilizado (Bottrel, 2023) foi previamente desenvolvido pelo Laboratório de Monitoração de Processos (LMP) da Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ) e validado através de comparações com dados reais extraídos de uma usina nuclear PWR.

A base de conhecimento terá o objetivo de atuar como um módulo operador que monitora os parâmetros da usina e continuamente investiga se algum procedimento deve ser realizado para controlar a reatividade do reator. Quando um procedimento for ativado pela base de conhecimentos, então o motor de inferência deve acionar o simulador para reproduzir as decisões tomadas pelo módulo operador. Ao manter esse processo continuamente, o sistema especialista é capaz de realizar automaticamente sucessivas consultas internamente e realizar os devidos procedimentos, quando necessário.



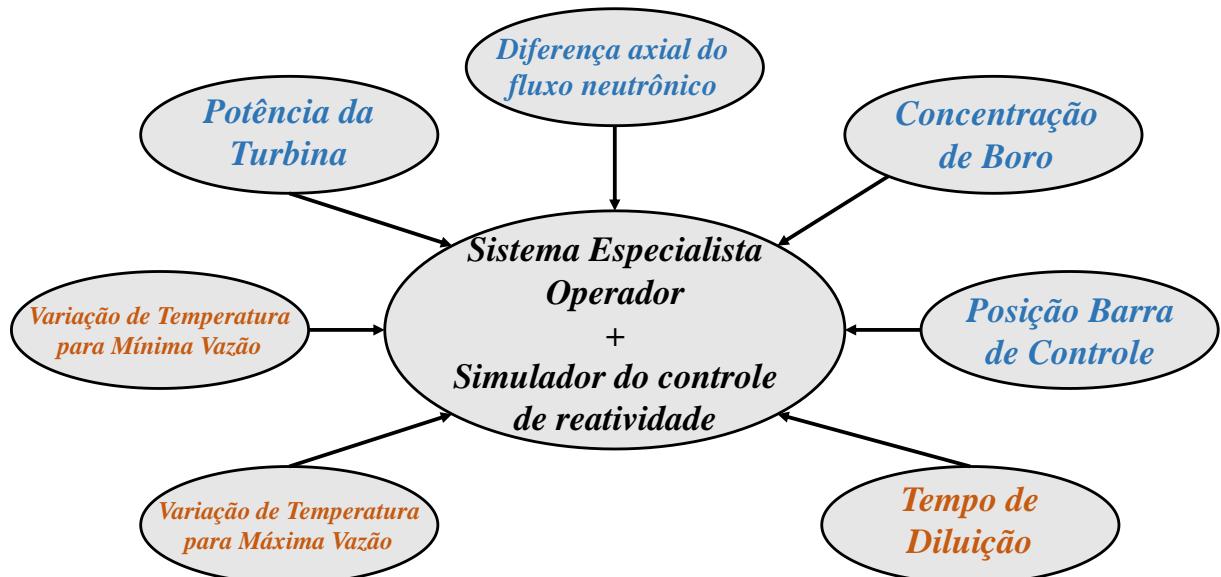
**Figura 5.5 – Sistema especialista acoplado a um simulador de reatividade.**

Diversos ajustes se fazem necessários para que o acoplamento da base de conhecimentos criadas no ExpertSinta seja transferido para o programa em C. As regras da base de conhecimento são transferidas para a linguagem C transcrevendo o formato “SE” e “ENTÃO”

em códigos de condições “IF” e “ELSE”. A descrição detalhada da base de conhecimento implementada em C pode ser encontrada no Apêndice B.

Anteriormente, o sistema especialista no ExpertSinta tinha como objetivo imprimir na tela qual procedimento deveria ser realizado pelo operador. Agora, o procedimento escolhido pelo sistema especialista é diretamente transferido para a respectiva função do simulador de reatividade. Ou seja, a variável objetivo multivalorada da base de regras do ExpertSinta que informa qual será a atividade a ser realizada pelo operador humano deve agora estar acoplada as funções implementadas do simulador de reatividade, que automaticamente realiza aquele respectivo procedimento.

Como consequência do acoplamento das chamadas de funções do simulador, sete parâmetros de entrada são necessários para inicializar o programa especialista que agora está acoplado ao simulador de reatividade (Figura 5.6). São eles: Potência da turbina (MW), concentração de boro (ppm), posição da barra de controle (passos), tempo de diluição (min), variação de temperatura da mínima vazão ( $^{\circ}\text{C}$ ), variação de temperatura para máxima vazão ( $^{\circ}\text{C}$ ) e o desvio axial do fluxo neutrônico.



**Figura 5.6 – Parâmetros de entrada para o sistema especialista acoplado ao simulador de controle de reatividade.**

Note que desses sete parâmetros, quatro são os mesmos parâmetros utilizados pelo ExpertSinta (potência da turbina, concentração de boro, desvio axial do fluxo neutrônico e posição da barra de controle) pois eles têm conexão direta com as variáveis da base de fatos do

módulo operador. Os outros três parâmetros de entrada (tempo de diluição, variação de temperatura da máxima vazão, variação de temperatura da mínima vazão) são necessários para inicializar o módulo de controle de reatividade do simulador de acordo com a teoria descrita em Bottrel (2023). Na base de regras implementada em C, as variáveis continuam sendo os mesmos seis parâmetros utilizados na base de regras criada no ExpertSinta, porém, agora, dois parâmetros (temperatura média do SRR e variação do desvio axial do fluxo neutrônico) são calculados internamente pelo módulo do controle de reatividade do simulador. A Tabela 5.1 resume como as variáveis de entradas são disponibilizadas dependendo da metodologia escolhida.

**Tabela 5.1 – Resumo das variáveis utilizadas nas diferentes aplicações.**

Parâmetros	Sistema Especialista (ExpertSinta)		Sistema Especialista (Módulo Operador)		Sistema Especialista (Módulo Operador) + Simulador (Módulo Controle de Reatividade)	
	Parâmetro de entrada	Cálculo interno	Parâmetro de entrada	Cálculo interno	Parâmetro de entrada	Cálculo interno
Potência da turbina (MWe)	✓	x	✓	x	✓	x
Concentração de boro (ppm)	✓	x	✓	x	✓	x
Posição da barra de segurança (passos)	✓	x	✓	x	✓	x
Diferença axial de fluxo neutrônico (-)	✓	x	✓	x	✓	x
Variação da diferença axial de fluxo neutrônico (-)	✓	x	x	✓	x	✓
Temperatura média do SRR (°C)	✓	x	x	✓	x	✓
Tempo de diluição (min)	x	x	x	x	✓	x
Variação de temperatura para mínima vazão (°C)	x	x	x	x	✓	x
Variação de temperatura para máxima vazão (°C)	x	x	x	x	✓	x

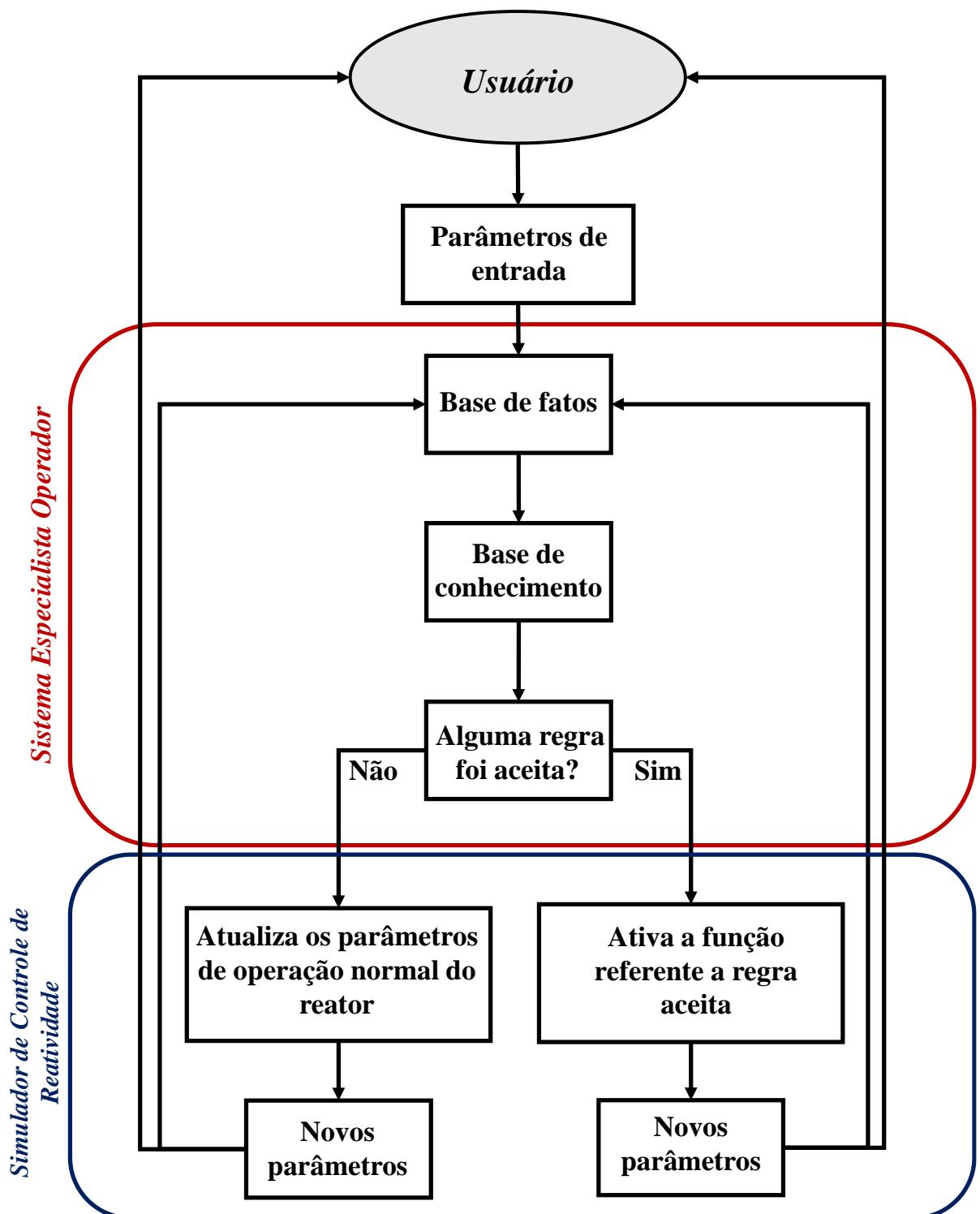
O parâmetro de variação de diferença axial de fluxo neutrônico (*Variação* $\Delta I$ ), é um parâmetro que é dado pela Equação abaixo:

$$Variação\Delta I = \Delta I_{atual} - \Delta I_{anterior}$$

Verifica-se que o parâmetro *Variação* $\Delta I$  depende das condições atuais ( $\Delta I_{atual}$ ) e da condição temporal anterior ( $\Delta I_{anterior}$ ) do reator. Note que avaliação temporal não era possível no ExpertSinta já que ele realizava apenas uma única consulta manual, enquanto o simulador de reatividade agora tem a capacidade de constantemente atualizar as condições da usina com novos dados e, portanto,  $\Delta I$  é sempre monitorado internamente. No programa ExpertSinta, as informações atuais e passadas eram descritas em uma única variável, enquanto agora no sistema especialista em C essa variável não é necessária.

Um motor de inferência é implementado no programa em C que funciona oscilando entre a base de fatos, a base de conhecimentos e aciona o simulador de reatividade quando alguma regra é ativada. O motor de inferência implementado segue a lógica de encadeamento para frente de modo a escanear as regras da base de conhecimento do começo ao fim até que uma regra seja aceita. Uma vez que uma regra é aceita, então é ativada a função do simulador de controle de reatividade referente àquele respectivo procedimento escolhido, alterando os dados da base de fatos e retornando a base de conhecimentos a partir daquela regra ativada. Desse modo, tem-se que a resolução de conflito do sistema especialista é feita a partir da seleção da regra mais antiga. Por outro lado, se nenhuma regra for ativada e o motor de inferência escanear todas as regras, então nenhum procedimento deverá ser realizado para aquele conjunto de parâmetros atuais e o simulador de reatividade do reator segue com seus cálculos operacionais normais atualizando a base de fatos.

Ao final, o programa em C implementado tem a capacidade de modelar como seria o funcionamento de um sistema especialista, demonstrando a sua capacidade de incorporar os conhecimentos de um operador humano na tomada de decisão para o controle de reatividade de um reator nuclear. O procedimento detalhado para a modelagem de um sistema especialista feito através do acoplamento entre a base de conhecimentos do módulo operador e o simulador de controle de reatividade é resumido na Figura 5.7.



**Figura 5.7 – Fluxograma esquemático de um sistema especialista módulo operador acoplado ao simulador de controle de reatividade.**

## 6. RESULTADOS

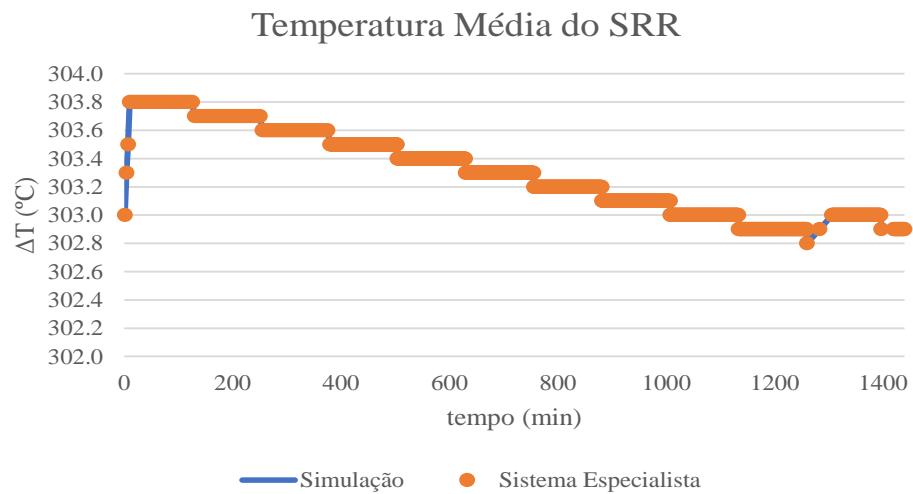
Diversos cenários são criados de modo a verificar e validar a base de conhecimentos e o modelo de um sistema especialista implementado em um programa em C. Esses cenários são testados comparando resultados entre o modelo de um sistema especialista implementado em C e o simulador de controle de reatividade previamente validado.

Ao todo foram testados 5 cenários, sugeridos por um operador sênior de Angra 1, que verificam exposições a diferentes transientes em uma usina nuclear PWR. A Tabela 6.1 abaixo resume os 7 parâmetros iniciais (potência da turbina, concentração de boro, posição da barra de segurança, tempo de diluição, variação de temperatura para vazão mínima, variação de temperatura para vazão máxima, diferença axial do fluxo neutrônico) que são necessários para iniciar uma simulação e descreve qual o tipo de transiente (se houver) que cada cenário testado é submetido.

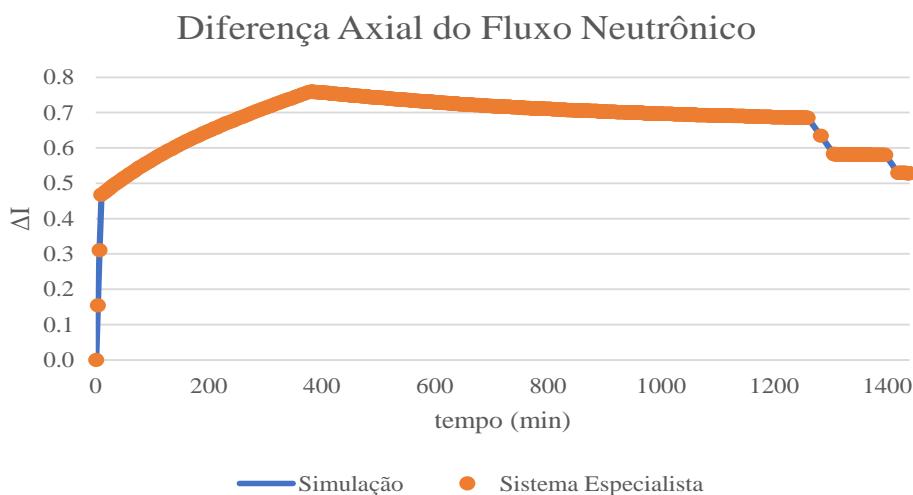
**Tabela 6.1 – Resumo dos parâmetros iniciais utilizados em todos os cenários testados.**

Parâmetros	Cenário 1	Cenário 2	Cenário 3	Cenário 4	Cenário 5
Potência da turbina (MWe)	650	650	650	32	650
Concentração de boro (ppm)	1800	1800	1800	1800	1800
Posição da barra de segurança (passos)	210	210	210	144	210
Tempo de diluição (min)	4	4	4	4	4
Variação de temperatura para mínima vazão (°C)	-0.3	-0.3	-0.3	-0.3	-0.3
Variação de temperatura para máxima vazão (°C)	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8
Diferença axial de fluxo neutrônico (-)	0	0	0	0	0
Descrição do transiente	1 dia de operação em condições normais	Redução de carga rápida devido ao desarme da bomba de alimentação principal aplicado em t=10 min	Redução manual de carga para 150 MW aplicada em t=10 min	Elevação de carga lenta para 650 MW por uma taxa de elevação de 1 MW/min aplicado em t=10 min	Redução de carga lenta para 32 MW por uma taxa de redução de 3 MW/min aplicado em t=10 min

O primeiro cenário considera as condições iniciais de acordo com a Tabela 6.1 e simula apenas um dia de operação do reator nuclear sob condições normais. A Figura 6.1 e Figura 6.2 apresentam os resultados comparativos entre o modelo do sistema especialista e o simulador de controle de reatividade para a temperatura média do sistema de refrigeração do reator e a diferença axial do fluxo neutrônico respectivamente.



**Figura 6.1 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 1.**



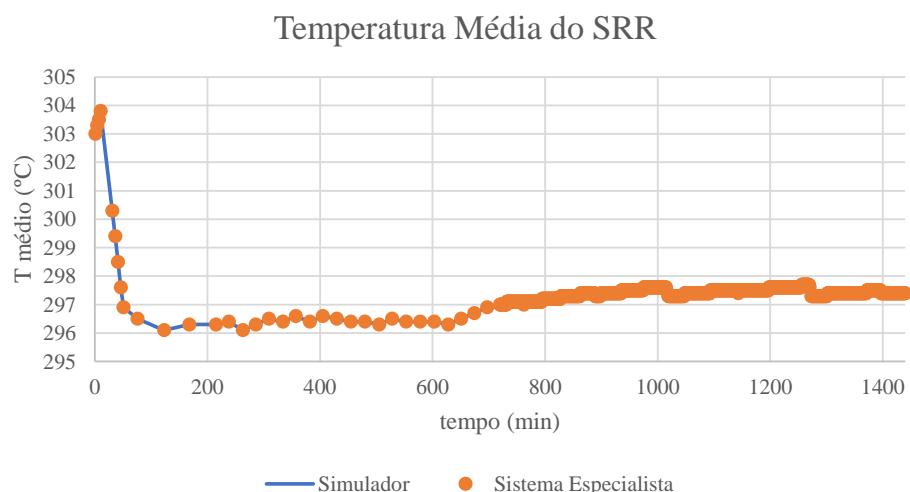
**Figura 6.2 – Comportamento da diferença axial do fluxo neutrônico para o Cenário 1.**

Os resultados encontrados para o sistema especialista e para o simulador de controle de reatividade possuem resultados praticamente idênticos. A grande proximidade entre os resultados acontece porque a base de regras e o simulador utilizaram os mesmos valores de calibração nas ponderações para tomada de decisão e, com isso, espera-se que os resultados

sejam os mais próximos possíveis ou até mesmo exatamente iguais. Os valores de calibração das ponderações não possuem um valor fixo e dependem diretamente da intuição do operador humano e podem variar de acordo com as diferentes percepções entre operadores.

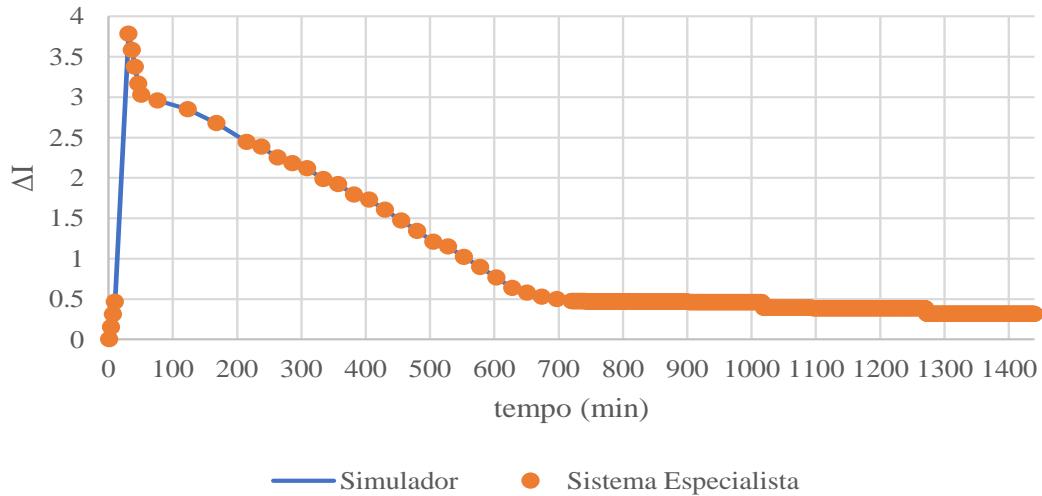
O cenário 2 considera as mesmas condições iniciais do cenário anterior, porém dessa vez é adicionado um transiente. Nesse caso, é considerado a ocorrência do desarme da bomba de alimentação principal em  $t = 10$  minutos. O desarme da bomba de alimentação principal acarretará uma redução de carga rápida devido a diminuição da potência da turbina, que é iniciada em 650 MWe, e irá diminuir para 300 MWe no instante de  $t = 10$  minutos. As Figuras 6.3, 6.4 e 6.5 apresentam os gráficos comparando os resultados entre o simulador e o sistema especialista para a temperatura média do sistema de refrigeração do reator, a diferença axial do fluxo neutrônico e a potência do reator respectivamente.

Como esperado, os resultados comparativos entre o sistema especialista e o simulador mostram um comportamento praticamente igual novamente. É possível verificar pela Figura 6.3 que tanto o sistema especialista como o simulador conseguem acompanhar bem o comportamento causado pelo desarme da bomba em  $t = 10$  minutos, pois é possível observar a queda acentuada no gráfico da temperatura média do sistema de refrigeração do reator. No gráfico da diferença axial do fluxo neutrônico, é possível verificar um pico devido a uma oscilação gerada por efeitos do Xenônio quando ocorre o desarme da bomba.

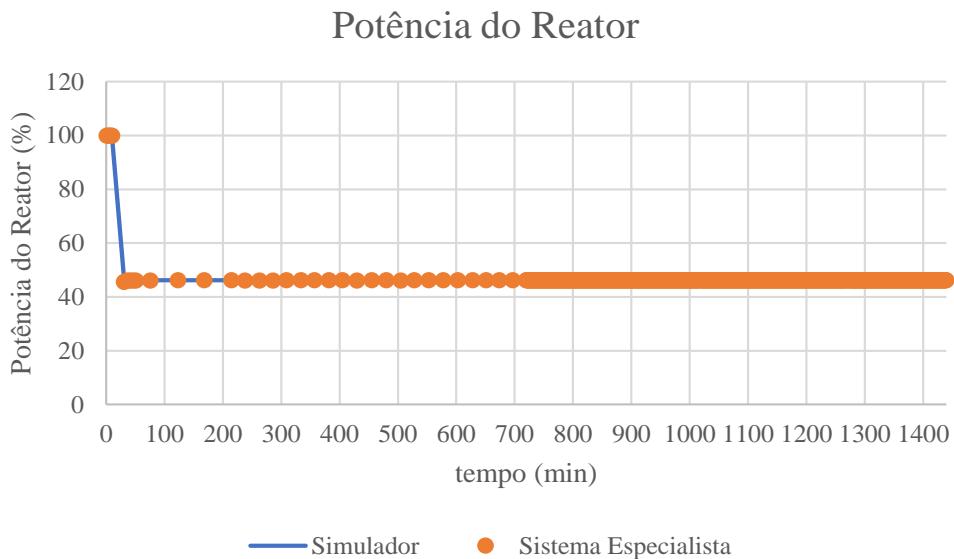


**Figura 6.3 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 2.**

## Diferença Axial de Fluxo Neutrônico



**Figura 6.4 – Comportamento da diferença axial do fluxo neutrônico para o Cenário 2.**

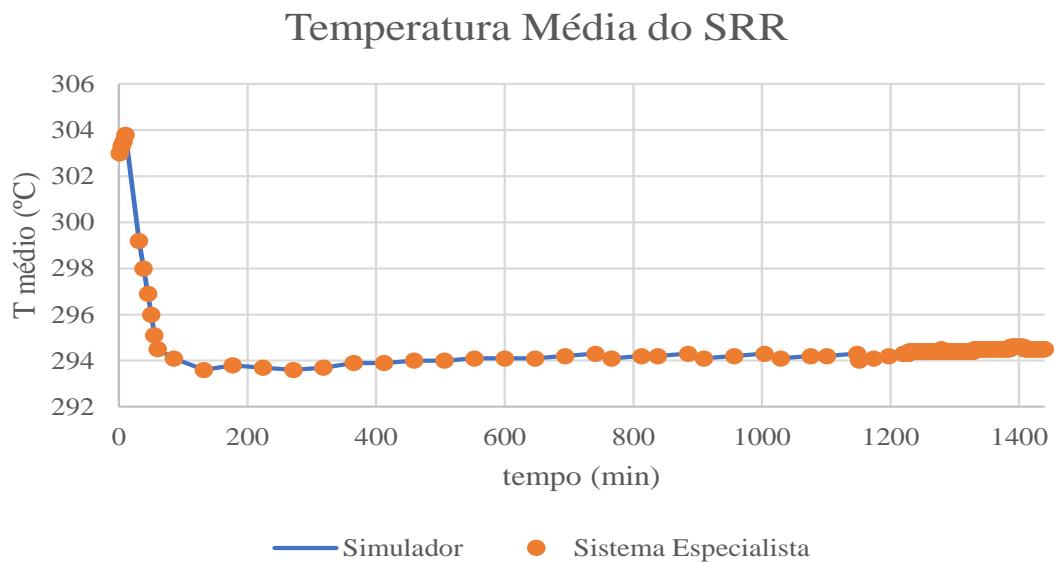


**Figura 6.5 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 2.**

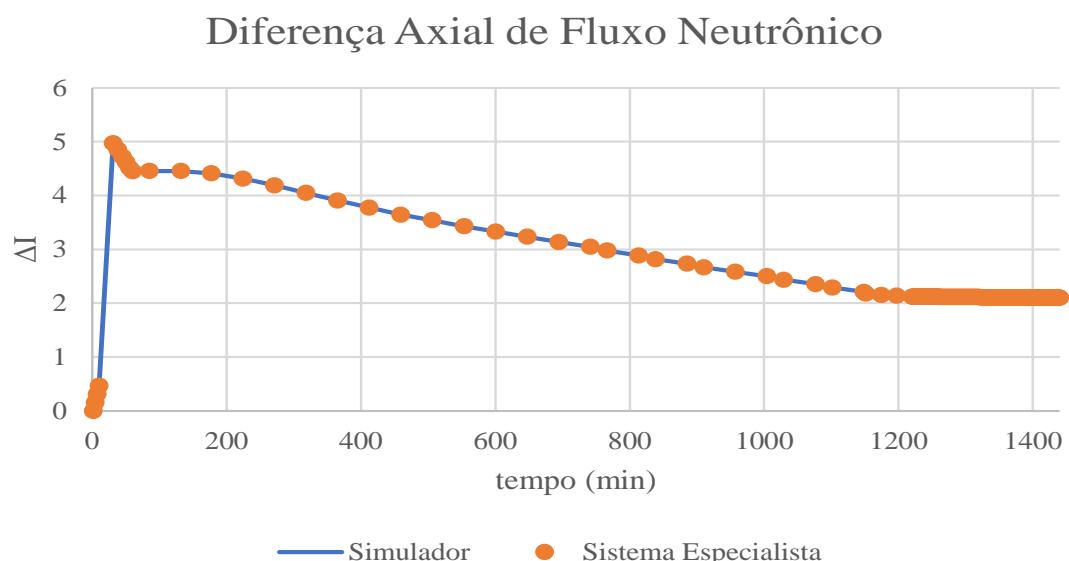
O cenário 3 considera as mesmas condições iniciais anteriores, porém agora, ao invés de um desarme de uma bomba do SRR, é considerado uma redução rápida de carga manual para 150 MWe. As figuras abaixo apresentam os comparativos entre o sistema especialista e o simulador.

Os resultados gráficos do cenário 3 se mostraram bastante semelhantes aos resultados encontrados no cenário 2. Esse resultado era esperado já que as condições iniciais são as

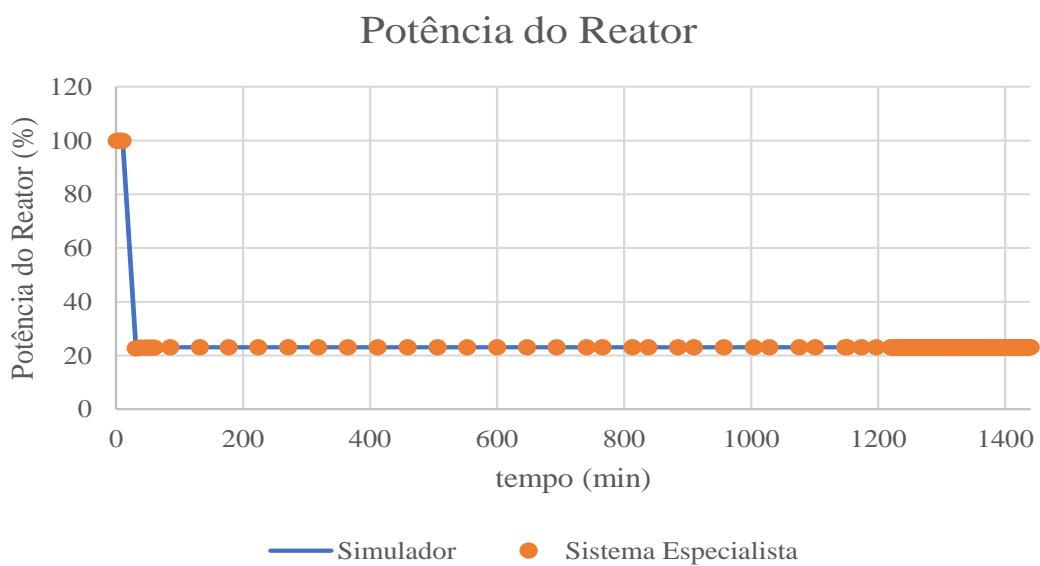
mesmas e o tipo de redução de carga é o mesmo (redução de carga rápida). Porém, no cenário 2 a redução de carga ocorre de 650 MWe para 300 MWe, enquanto agora ela ocorre de 650 MWe para 150 MWe. Então, espera-se que os resultados para o cenário 3 possuam valores mais acentuados já que a redução de carga é mais brusca. Esse efeito pode ser verificado no gráfico da diferença de fluxo neutrônico (Figura 6.7), onde no cenário 2 o pico atinge aproximadamente 4 para o valor de  $\Delta I$ , enquanto no cenário 3 ele atinge quase 5.



**Figura 6.6 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 3.**

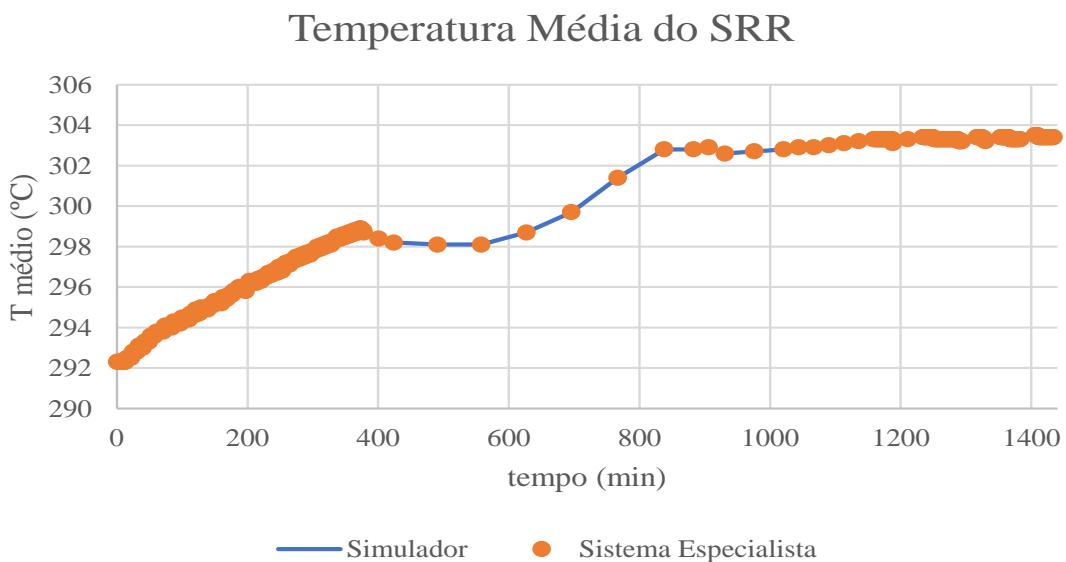


**Figura 6.7 – Comportamento da diferença axial de fluxo neutrônico para o Cenário 3.**

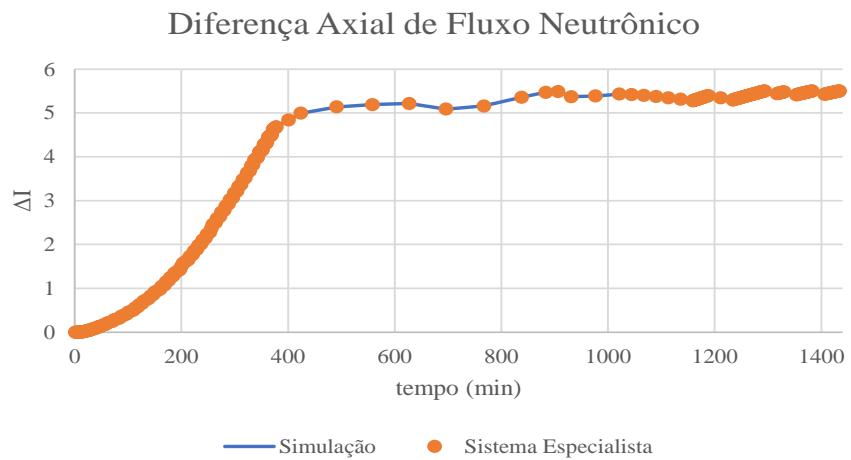


**Figura 6.8 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 3.**

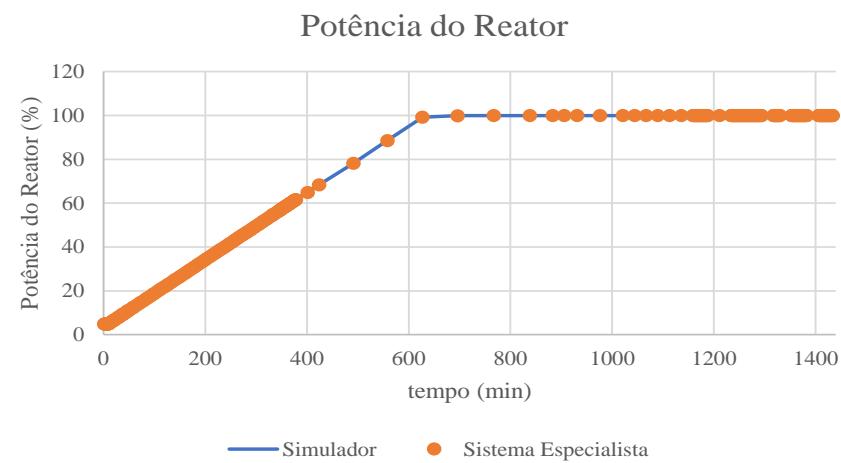
O cenário 4 considera novos parâmetros iniciais para o problema de acordo com a Tabela 6.1. Nesse caso, é considerada uma elevação de carga lenta na turbina. Para realizar uma alteração de carga lenta, é necessário introduzir uma taxa de alteração de carga e, nesse caso, a taxa de elevação é feita considerando 1 MWe/min. As Figuras 6.9, 6.10, 6.11 e 6.12 apresentam os resultados comparativos entre o sistema especialista e o simulador para a temperatura do sistema de refrigeração do reator, a diferença axial do fluxo neutrônico, a potência do reator e o volume de água de diluição respectivamente.



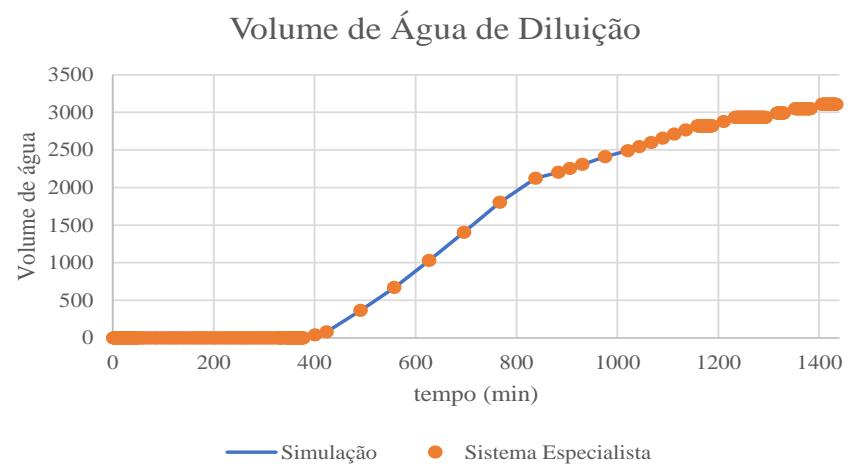
**Figura 6.9 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 4.**



**Figura 6.10 – Comportamento da diferença axial de fluxo neutrônico para o Cenário 4.**



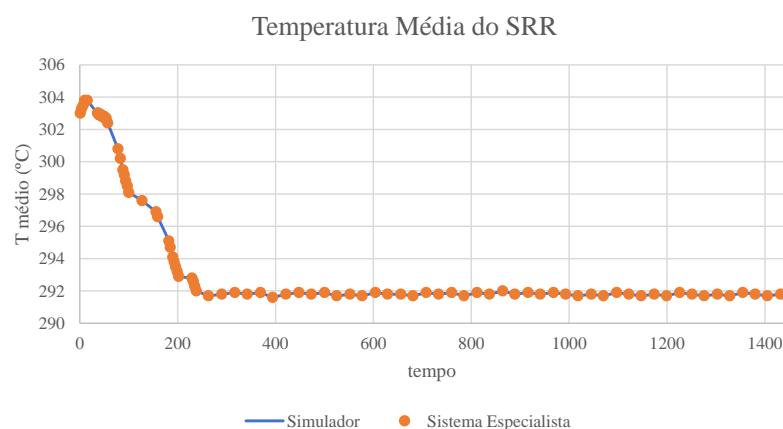
**Figura 6.11 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 4.**



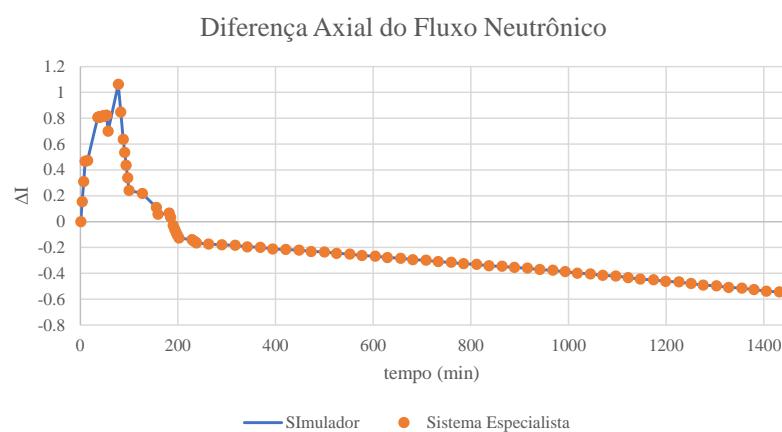
**Figura 6.12 – Comportamento do volume de água de diluição para o Cenário 4.**

É esperado que o comportamento da potência do reator, quando aplicada uma elevação de carga lenta, acompanhe a elevação de potência da turbina ao longo do tempo. Isso é possível ser verificado na Figura 6.11 tanto para o sistema especialista como para o simulador de controle de reatividade. Note que a potência da turbina inicia com 32 MWe e é elevada a uma taxa de 1 MWe/min. Portanto, espera-se que a turbina atinja 100% de potência (ou seja, 650 MWe) em aproximadamente 618 minutos. No gráfico da potência do reator, verifica-se que a potência do reator também atinge o valor de 100% quando está passando no intervalo de tempo esperado.

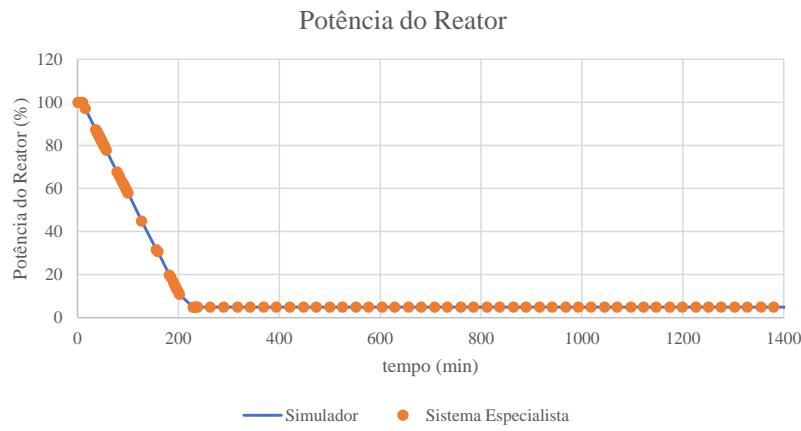
Finalmente, o cenário 5 tem como objetivo testar o efeito inverso do cenário 4. Nesse caso, os parâmetros iniciais são expostos a uma redução de carga lenta. Uma taxa de redução de carga de 3 MWe/min é aplicada quando  $t = 10$  minutos. As Figuras 6.13, 6.14, 6.15 e 6.16 abaixo comparam os resultados da mesma forma que o cenário anterior.



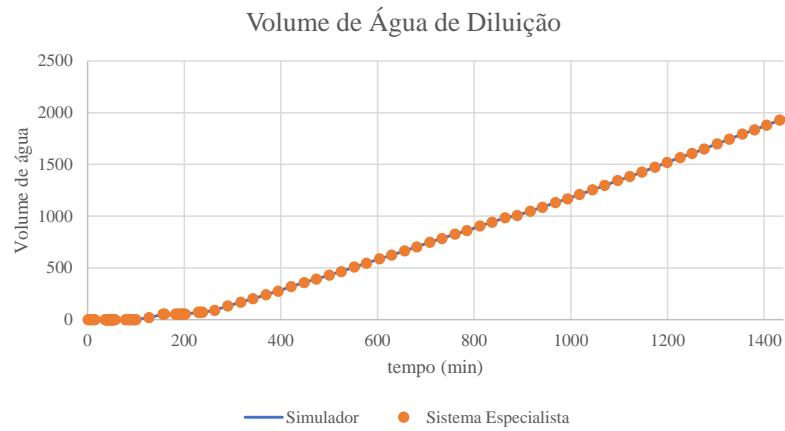
**Figura 6.13 – Comportamento da temperatura média do SRR para o Cenário 5.**



**Figura 6.14 – Comportamento da diferença axial do fluxo neutrônico para o Cenário 5.**



**Figura 6.15 – Comportamento da potência do reator para o Cenário 5.**



**Figura 6.16 – Comportamento do volume de água de diluição para o Cenário 5.**

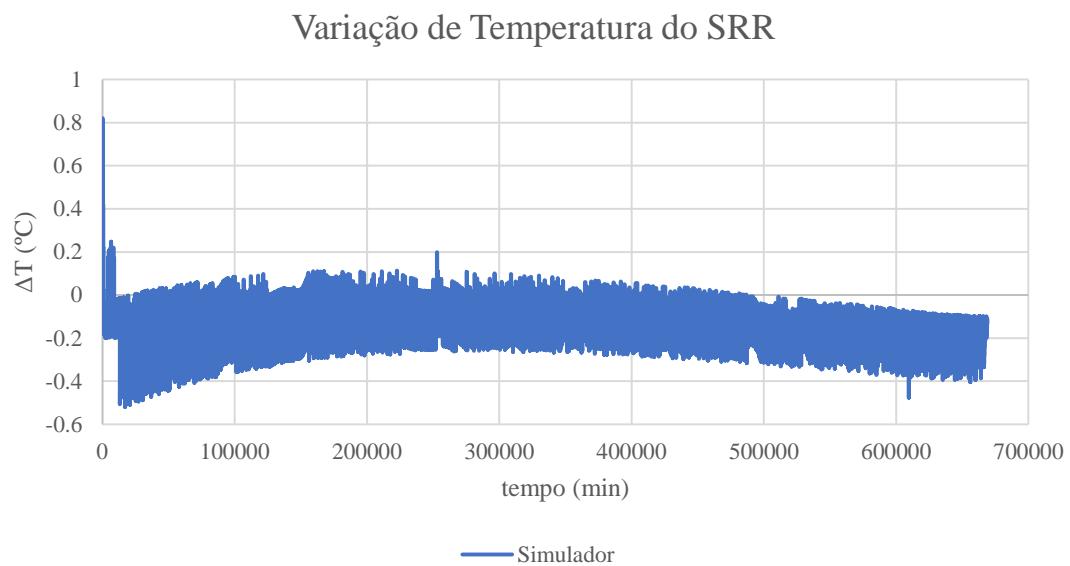
O último cenário também mostrou uma ótima relação entre os resultados encontrados pelo sistema especialista e o simulador de controle de reatividade. Nesse cenário, é aplicada uma redução de carga da turbina de 650 MWe (100%) para 32 MWe (aproximadamente 5%) com uma taxa de redução de 3 MWe/min. Portanto, por ser uma redução de carga lenta, espera-se que a potência do reator acompanhe a mudança de potência da turbina. De acordo com a Figura do gráfico de potência do reator, verifica-se que a potência do reator chega aproximadamente 5% na faixa entre 200 e 210 minutos, o que é coerente, uma vez que, em teoria, o valor esperado para a chegada da potência do reator com essa taxa de redução de 3 MWe/min é de 206 minutos.

Por fim, é testado um cenário final onde os parâmetros da Tabela 6.2 simulam um ciclo completo de operação da usina até atingir a sua condição final. Um ciclo de operação termina quando a concentração de ácido bórico no reator atinge um valor menor que 8 ppm. Quando

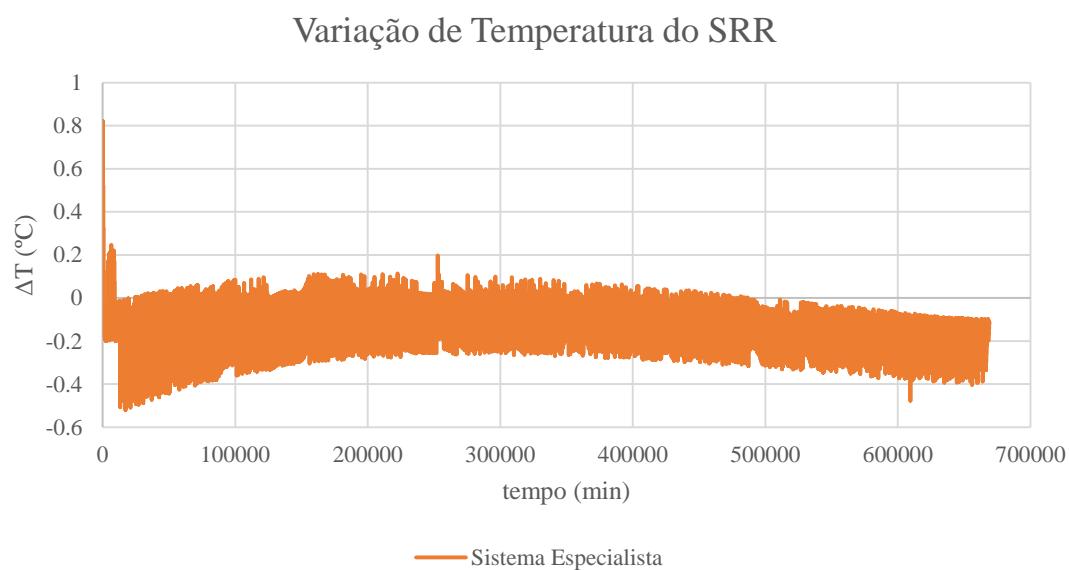
esse valor é atingido, então o reator será desligado e inicia-se o processo de troca de combustível no núcleo do reator. A Figura 6.17 e a Figura 6.18 apresentam os resultados da variação de temperatura do sistema de refrigeração do reator do simulador do controle de reatividade e do sistema especialista respectivamente.

**Tabela 6.2 – Conjunto de parâmetros iniciais utilizados no cenário final de teste do ciclo completo.**

Parâmetros	Cenário 6
Potência da turbina (MWe)	650
Concentração de boro (ppm)	1800
Posição da barra de segurança (passos)	210
Tempo de diluição (min)	4
Variação de temperatura para mínima vazão (°C)	-0.3
Variação de temperatura para máxima vazão (°C)	-0.8
Diferença axial de fluxo neutrônico (-)	0



**Figura 6.17 – Comportamento da variação de temperatura do SRR ( $\Delta T$ ) pelo simulador de controle de reatividade.**



**Figura 6.18 - Comportamento da variação de temperatura do SRR ( $\Delta T$ ) pelo sistema especialista.**

Os resultados do simulador e do sistema especialista apresentaram resultados semelhantes ao longo de toda a simulação. Além disso, ambos os resultados tiveram seu ciclo terminado em  $t = 669105$  minutos, o que é esperado para um ciclo real em uma usina nuclear antes do desligamento para a troca de combustível.

## 7. CONCLUSÃO

O objetivo desse trabalho é implementar um sistema especialista de controle de reatividade que seja capaz de reproduzir os conhecimentos de um operador de uma usina nuclear. A motivação para o desenvolvimento de técnicas computacionais com os conhecimentos de operadores, visa criar ferramentas que sejam independentes de fatores humanos adversos. Com isso, reduz-se a possibilidade de erros humanos aumentando o nível de segurança operacional.

A implementação de um sistema especialista se baseia na criação de uma base de conhecimentos que armazena todo o conhecimento de um operador sênior humano de uma usina nuclear PWR. Inicialmente foi criada uma base de conhecimentos com o auxílio do programa ExpertSinta. Mais tarde, a base de conhecimentos foi transferida para um programa em C com o objetivo criar um modelo de um sistema especialista a partir do acoplamento dessa base a um simulador de controle de reatividade. De acordo com os resultados encontrados na seção anterior, é possível afirmar que a base de conhecimentos que foi implementada pelo ExpertSinta e exportada para um programa em C consegue reproduzir com coerência o comportamento de um operador sênior de uma usina nuclear PWR.

O sistema especialista desenvolvido no ExpertSinta é uma ferramenta importante que pode ser implementada para uso de treinamento de operadores, pois possui a capacidade de realizar consultas manuais considerando diversos conjuntos de parâmetros de monitoramento da usina. Como o ExpertSinta é um programa que possui uma interface bem desenvolvida, ele possui diversas ferramentas de pós-processamento que informa ao usuário diversas informações sobre o encadeamento que leva ao processo de decisão. Além disso, a base de conhecimento implementada no ExpertSinta é de fácil manuseio e pode ser acessada em qualquer máquina através do arquivo \*.bcm. Isso é importante caso alguma atualização futura seja necessária na base de conhecimento, tornando possível obter rápido acesso as informações criadas.

O modelo de um sistema especialista desenvolvido em linguagem C é um exemplo de como a base de conhecimento desenvolvida no ExpertSinta possui fácil manuseio já que é possível transferir a base de conhecimento para uma outra linguagem com facilidade. Em termos didáticos, a base de conhecimento implementada em C foi acoplada a um simulador de controle de reatividade de usina PWR. O acoplamento da base de conhecimentos com o

simulador deu a capacidade de reproduzir o funcionamento normal de uma usina PWR, validando a base de conhecimentos implementada.

Porém, a modelagem do sistema especialista criada em linguagem C possui potencial ainda maior. A base de conhecimento implementada poderia futuramente ser acoplada ao sistema de monitoramento de parâmetros de qualquer usina nuclear PWR. Isso tornaria o sistema especialista capaz de controlar em tempo real todo o processo de controle de reatividade da usina por conta própria. O acoplamento aconteceria de modo que o sistema especialista funcionaria como um operador da usina na tomada de decisão para o controle de reatividade e ativaría todas as medidas necessárias para manter o reator em estado crítico.

Como foi dito anteriormente, o processo de criação das regras, encadeamentos e calibragem foram baseadas nos conhecimentos de um operador sênior humano. Uma sugestão de atividades futuras nesse assunto seria a introdução de perspectivas de outros operadores no sistema especialista, principalmente no que diz respeito ao processo de calibragem da base de conhecimento ou até mesmo com sugestões de novas regras ou encadeamentos. Além disso, o trabalho pode se estender com a introdução de uma base de conhecimentos para o diagnóstico de acidentes e filtragem de alarmes. Por fim, como esse trabalho representa a criação de um modelo de inteligência artificial para um operador de usina, é sempre esperado que exista o desenvolvimento futuro de interfaces gráficas com imagem e som para melhor interação e comunicação com o operador humano.

## **REFERÊNCIAS**

- Ancelin J., Cheriaux F., Gausset, J., 1991. “KSE: A real-time expert system to diagnose nuclear power plant failures”. IEEE Workshop on Real Time Systems, pp. 70-76.
- Bottrel, I. B., 2023. Controle automático de reatividade para reatores PWR e simulador para testes. Dissertação de mestrado. Universidade Federal do Rio de Janeiro, Brasil.
- Chandra, V., Ushakumarl, S., 2014. A review on expert systems applications in power plants. International journal of electrical and computer engineering. doi: 10.11591/ijece.v4i1.5025.
- Cheon, S., Chang, S., Chung, H., 1993. Development strategies of an expert system for multiple alarm processing and diagnosis in nuclear power plants. IEEE Transactions on nuclear science, vol. 40, no. 1, pp. 21-30.
- Choi S., Kang K., Kim H. G., 1993. “Development strategies of an expert system for multiple alarm processing and diagnosis in nuclear power plants”. IEEE Transactions on Nuclear Science., vol. 40, no., pp. 21-29.
- Choi, S., Kang, K., Kim, H., Chang, S., 1995. Development of an on-line fuzzy expert system for integrated alarm processing in nuclear power plants. IEEE Transactions on nuclear science, vol. 42, no. 4, pp. 1406-1418.
- Chou G., Lee K., Chao H., 1994. “The development of a thermal performance diagnostics expert system for nuclear power plant”. IEEE Transactions on Nuclear Science, vol. 41, no. 5, pp. 1729-1733.
- Qudrat-Ullah H., 2012. “QES-Shell: An expert system for nuclear power plant operator’s training”. Third International Conference on Intelligent Systems Modelling and Simulation, Canada, pp. 151-156.
- Kemeny, J. G., 1979. The Need for Change: The Legacy of TMI, Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island.
- Nelson, W.R., 1982. REACTOR: an expert system for diagnosis and treatment of nuclear reactor accidents. Proc. National Conference on Artificial Intelligence, AAAI-82, Pittsburgh, PA, American Association for Artificial Intelligence, Menlo Park, CA, U.S.A., pp. 296-301.

Nelson, W. R., 1984. "Response trees and expert systems for nuclear reactor operations, Report NUREGICR-3631". Idaho National Engineering Laboratory, EG & G Idaho, Idaho.

Nelson, W. R., Blackman, H. S., 1987. Experimental evaluation of expert systems for nuclear reactor operators: human factors considerations. International journal of industrial ergonomics, vol. 2, pp. 91-100.

Nicolau, A., Augusto, J., C. M. N. A., Pereira, Schirru, R., 2017. A real time expert system for decision support in nuclear power plants. International Journal of Nuclear and Quantum Engineering, vol. 11, n. 9, pp. 613-618.

Nicolau, A., Augusto, J., Schirru, R., 2017. Accident diagnosis system based on real-time decision tree expert system. AIP Conference Proceedings 1836, 020017 (2017); doi: 10.1063/1.4981957.

Lee, M., 2002. Expert system for nuclear power plant accident diagnosis using a fuzzy inference method. Expert Systems, vol. 19, no. 4, pp. 201-207.

Zhou, Y., Xiang Fang and Xu Hong He. "Use of an expert system in a personnel evaluation process". Proceedings of IEEE International Conference Quality and Reliability, Beijing. 2011: 15-19.

# **APÊNDICE A – BASE DE REGRAS EXPERTSINTA**

---

## **SOBRE O SISTEMA ESPECIALISTA**

- Nome: Operador - Controle de Reatividade
- Autores: Marcos Antonio Gonçalves da Silva Filho

Operador de maior precedência: conjunção

Fator de confiança mínimo para aceitação de regra: 50

## **SOBRE OS ARQUIVOS**

Arquivo original:  
C:\Users\marco\Documents\UFRJ\Pesquisa\ControleReatividade\testes\Dados\BaseRegras\_ExpertSinta.bcm

O sistema não possui recursos de ajuda.

---

## **VARIÁVEIS**

AlvoDeltaI

Tipo:  
numérica

BD

Tipo:  
numérica

Cboro

Tipo:

numérica

DeltaI

Tipo:

numérica

DeltaT

Tipo:

numérica

DesvioDeltaI

Tipo:

numérica

flag1

Tipo:

univvalorada

flag10

Tipo:

univvalorada

flag11

Tipo:

univvalorada

flag12

Tipo:

univvalorada

flag13

Tipo:

univvalorada

flag2

Tipo:

univvalorada

flag3

Tipo:

univvalorada

flag4

Tipo:

univvalorada

flag5

Tipo:

univvalorada

flag6

Tipo:

univvalorada

flag7

Tipo:

univvalorada

flag8

Tipo:

univvalorada

Lmite

Valores:

CORRIGIR DESVIO DE DELTA I POR BORACAO

CORRIGIR DESVIO DE DELTA I POR INSERCAO DE BARRA  
BORACAO POR LIMITE DE INSERCAO BAIXO  
CORRECAO PROGRAMADA DE BARRA POR INSERCAO  
CORRECAO DE TEMPERATURA POR RETIRADA DE BARRA  
COMPENSAR QUEIMA POR DILUICAO  
COMPENSAR QUEIMA POR RETIRADA DE BARRAS  
CORRIGIR DESVIO DE DELTA I POR RETIRADA DE BARRA  
CORRECAO DELTA I POR BORACAO  
CORRECAO PROGRAMADA DA POSICAO DE BARRA POR RETIRADA  
CORRIGIR DESVIO DELTA I POR DILUICAO

Tipo:

multivalorada

LimiteInsercao

Tipo:

numérica

PosicaoBarra

Tipo:

numérica

PotenciaTurbina

Tipo:

numérica

PotTurb

Tipo:

numérica

Procedimento

Valores:

RETIRAR BARRA - CORREÇÃO PROGRAMADA DA POSIÇÃO DA BARRA

BORAÇÃO - CORRIGIR TEMPERATURA MÉDIA

BORAÇÃO - DESVIO DELTA I

RETIRAR BARRA - DESVIO DELTA I

ALARME - DESVIO DELTA I ALTO

SEM ATIVIDADES - FIM DO CICLO

DILUIÇÃO - COMPENSAR QUEIMA

BORAÇÃO - LIMITE DE INSERÇÃO DE BARRA BAIXO

INSERIR BARRA - CORRIGIR TEMPERATURA MÉDIA

INSERIR BARRA - DESVIO DELTA I

DILUIÇÃO - DESVIO DELTA I

INSERIR BARRA - CORREÇÃO PROGRAMADA DA POSIÇÃO DA BARRA

RETIRAR BARRA - COMPENSAR QUEIMA

ALARME - TEMPERATURA MÉDIA ALTA

Tipo:

multivalorada

VariacaoDeltaI

Tipo:

numérica

flag9

Tipo:

univvalorada

## OBJETIVOS

## Procedimento

### REGRAS

#### Regra 1

SE Cboro >= 1080

ENTÃO PotenciaTurbina = PotTurb CNF 100%

AlvoDeltaI = PotenciaTurbina/650 CNF 100%

DesvioDeltaI = DeltaI-AlvoDeltaI CNF 100%

BD = (0.73/6.5)\*PotenciaTurbina+143 CNF 100%

LimiteInsercao = (2.58/6.5)\*PotenciaTurbina-85 CNF 100%

#### Regra 2

SE Cboro >= 720

E Cboro < 1080

ENTÃO PotenciaTurbina = PotTurb CNF 100%

AlvoDeltaI = (57.14-(PotenciaTurbina/6.5))/28.57 CNF 100%

DesvioDeltaI = DeltaI-AlvoDeltaI CNF 100%

BD = (0.73/6.5)\*PotenciaTurbina+144 CNF 100%

LimiteInsercao = (2.58/6.5)\*PotenciaTurbina-85 CNF 100%

#### Regra 3

SE Cboro < 720

ENTÃO PotenciaTurbina = PotTurb CNF 100%

AlvoDeltaI = (42.86-(PotenciaTurbina/6.5))/28.57 CNF 100%

DesvioDeltaI = DeltaI-AlvoDeltaI CNF 100%

BD = (0.73/6.5)\*PotenciaTurbina+144 CNF 100%

LimiteInsercao = (2.58/6.5)\*PotenciaTurbina-85 CNF 100%

#### Regra 4

SE VariacaoDeltaI >= 0

OU DeltaT < -0.3

OU PosicaoBarra >= 222

OU DesvioDeltaI > -3

ENTÃO flag1 = Sim CNF 100%

#### Regra 5

SE flag1 = Sim

E DeltaT < -0.1

E Cboro >= 8

ENTÃO Procedimento = DILUIÇÃO - COMPENSAR QUEIMA CNF 100%

#### Regra 6

SE VariacaoDeltaI <= 0

OU DeltaT < -0.3

ENTÃO flag2 = Sim CNF 100%

#### Regra 7

SE flag2 = Sim

E PosicaoBarra < 222

E DesvioDeltaI < 0

E DeltaT < -0.1

E Cboro >= 8

ENTÃO Procedimento = RETIRAR BARRA - COMPENSAR QUEIMA CNF 100%

Regra 8

SE DesvioDeltaI >= 0

E PosicaoBarra >= 222

ENTÃO flag3 = Sim CNF 100%

Regra 9

SE flag3 = Sim

E DeltaT < -0.8

E Cboro >= 8

ENTÃO Procedimento = DILUIÇÃO - COMPENSAR QUEIMA CNF 100%

Regra 10

SE DeltaT < -0.8

E DesvioDeltaI < 4

E PosicaoBarra < 222

E Cboro >= 8

ENTÃO Procedimento = RETIRAR BARRA - COMPENSAR QUEIMA CNF 100%

Regra 11

SE DesvioDeltaI  $\geq 0$

E DeltaT  $\leq 0.4$

ENTÃO flag4 = Sim CNF 100%

Regra 12

SE DesvioDeltaI  $> 4.5$

E DeltaT  $< 2$

ENTÃO flag5 = Sim CNF 100%

Regra 13

SE flag4 = Sim

OU flag5 = Sim

ENTÃO flag6 = Sim CNF 100%

Regra 14

SE DesvioDeltaI  $> 2$

OU DesvioDeltaI  $< -2$

ENTÃO flag7 = Sim CNF 100%

Regra 15

SE flag6 = Sim

E flag7 = Sim

ENTÃO Procedimento = DILUIÇÃO - DESVIO DELTA I CNF 100%

Regra 16

SE DesvioDeltaI < 0

E DeltaT < 0.8

E PosicaoBarra < 222

ENTÃO flag13 = Sim CNF 100%

Regra 17

SE flag13 = Sim

E flag7 = Sim

ENTÃO Procedimento = RETIRAR BARRA - DESVIO DELTA I CNF 100%

Regra 18

SE PosicaoBarra > LimiteInsercao+11

OU DesvioDeltaI > 5

ENTÃO flag8 = Sim CNF 100%

Regra 19

SE flag7 = Sim

E flag8 = Sim

E DesvioDeltaI > 4.5

E DeltaT > -0.6

ENTÃO Procedimento = INSERIR BARRA - DESVIO DELTA I CNF 100%

Regra 20

SE DesvioDeltaI < -4

E PosicaoBarra >= 222

E DeltaT > -1

ENTÃO flag9 = Sim CNF 100%

Regra 21

SE DesvioDeltaI < -10

E DeltaT > -3

ENTÃO flag10 = Sim CNF 100%

Regra 22

SE flag10 = Sim

OU flag9 = Sim

ENTÃO flag11 = Sim CNF 100%

Regra 23

SE flag11 = Sim

E flag7 = Sim

ENTÃO Procedimento = BORAÇÃO - DESVIO DELTA I CNF 100%

Regra 24

SE PosicaoBarra > LimiteInsercao+11

OU DeltaT > 1.5

ENTÃO flag12 = Sim CNF 100%

Regra 25

SE flag12 = Sim

E DeltaT > 0.6

E DesvioDeltaI >= -2.2

ENTÃO Procedimento = INSERIR BARRA - CORRIGIR TEMPERATURA MÉDIA CNF  
100%

Regra 26

SE DeltaT > 0.8

E DesvioDeltaI < 0

ENTÃO Procedimento = BORAÇÃO - CORRIGIR TEMPERATURA MÉDIA CNF 100%

Regra 27

SE PosicaoBarra <= LimiteInsercao+10

E PosicaoBarra > LimiteInsercao

E DeltaI < 0

ENTÃO Procedimento = BORAÇÃO - LIMITE DE INSERÇÃO DE BARRA BAIXO CNF  
100%

Regra 28

SE PosicaoBarra <= LimiteInsercao

ENTÃO Procedimento = BORAÇÃO - LIMITE DE INSERÇÃO DE BARRA BAIXO CNF  
100%

Regra 29

SE PosicaoBarra < BD-3

E DesvioDeltaI < 4.2

E DeltaT < 0.8

ENTÃO Procedimento = RETIRAR BARRA - CORREÇÃO PROGRAMADA DA POSIÇÃO DA BARRA CNF 100%

Regra 30

SE PosicaoBarra > BD+10

E DesvioDeltaI >= -3

E DeltaT > -0.4

ENTÃO Procedimento = RETIRAR BARRA - CORREÇÃO PROGRAMADA DA POSIÇÃO DA BARRA CNF 100%

Regra 31

SE PosicaoBarra < LimiteInsercao+11

E DesvioDeltaI < 4

E DeltaT < 0.5

ENTÃO Procedimento = INSERIR BARRA - CORREÇÃO PROGRAMADA DA POSIÇÃO DA BARRA CNF 100%

Regra 32

SE PosicaoBarra > 220

E DesvioDeltaI >= -1.5

E DeltaT > -0.25

ENTÃO Procedimento = INSERIR BARRA - CORREÇÃO PROGRAMADA DA POSIÇÃO DA BARRA CNF 100%

Regra 33

SE DesvioDeltaI < -5

OU DesvioDeltaI > 5

ENTÃO Procedimento = ALARME - DESVIO DELTA I ALTO CNF 100%

Regra 34

SE DeltaT < -1.67

OU DeltaT > 1.67

ENTÃO Procedimento = ALARME - TEMPERATURA MÉDIA ALTA CNF 100%

Regra 35

SE Cboro < 8

ENTÃO Procedimento = SEM ATIVIDADES - FIM DO CICLO CNF 100%

## PERGUNTAS

Variável:PosicaoBarra

Pergunta:"Qual a Posição das Barras de Controle em passos?"

Variável:PotTurb

Pergunta:"Qual a Potência da Turbina em MW?"

Variável:Tmed

Pergunta:"Qual a Temperatura Média do SRR em celsius?"

Variável:VariacaoDeltaI

Pergunta:"Qual o valor da Variação do Desvio Axial de Fluxo Neutrônico?"

Variável:Cboro

Pergunta:"Qual a Concentração de Boro em ppm?"

Variável:DeltaI

Pergunta:"Qual o valor do Desvio Axial de Fluxo Neutrônico?"

---

Gerado com o Expert SINTA versão 1.1b

(c) 1997 - Universidade Federal do Ceará

Laboratório de Inteligência Artificial

LIA/UFC

---

## **APÊNDICE B – BASE DE REGRAS INCOPORADA AO SIMULADOR DE CONTROLE DE REATIVIDADE**

```
void basederegras(){

regra=0;

///COMPENSAR QUEIMA

//REGRA 1

if ((DeltaT<-0.1)&&((VariacaoDeltaI>=0 || DeltaT<-0.3) || (PosicaoBarra>=222 || DesvioDeltaI>-3)) && (DeltaT>=t1)){
    regra=1;

Vazao=v1;

printf("\n\nDeltaT: %f\n\n", DeltaT);

printf("\n\nIniciada a Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);

tempo=t;

t=t+tempodilute;

z=z+tempodilute;

tXe=tXe+tempodilute;

printf("\n\nDiluicao Encerrada");

Vagua=Vazao*(t-tempo);

Vazao=0;

VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;

CorrigiTmedDiluicao();

CorrigiDeltaIDiluicao();      }

}
```

```

//REGRA 2

if ((DeltaT<-0.1)&&((VariacaoDeltaI>=0 || DeltaT<-0.3) || (PosicaoBarra>=222 || DesvioDeltaI>-3)) && (DeltaT<=t2) && (regra!=1)){
    regra=2;
    Vazao=v2;
    printf("\n\nDeltaT: %f\n", DeltaT);
    printf("\n\nIniciada a Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);
    tempo=t;
    t=t+tempodilute;
    z=z+tempodilute;
    tXe=tXe+tempodilute;
    printf("\n\nDiluicao Encerrada");
    Vagua=Vazao*(t-tempo);
    Vazao=0;
    VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;
    CorrigiTmedDiluicao();
    CorrigiDeltaIDiluicao();      }

```

```

//REGRA 3

if ((DeltaT<-0.1) && ((VariacaoDeltaI>=0 || DeltaT<-0.3) || (PosicaoBarra>=222 || DesvioDeltaI>-3)) && ((DeltaT>t2) && (DeltaT<t1)) && (regra!=1) && (regra!=2)){
    regra=3;
    Vazao=(-a*DeltaT)+b;
    printf("\n\nDeltaT: %f\n", DeltaT);

```

```

printf("\n\nIniciada a Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);

tempo=t;

t=t+tempodilute;

z=z+tempodilute;

tXe=tXe+tempodilute;

printf("\n\nDiluicao Encerrada");

Vagua=Vazao*(t-tempo);

Vazao=0;

VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;

CorrigiTmedDiluicao();

CorrigiDeltaIDiluicao();      }

```

#### //REGRA 4

```

if ((DeltaT<-0.1 || regra==1 || regra==2 || regra==3) && ((DesvioDeltaI<0 &&
(VariacaoDeltaI<=0 || DeltaT<-0.3) && PosicaoBarra<222)) {
    regra=4;

    printf("\n\nCOMPENSACAO DA QUEIMA POR RETIRADA DE BARRA\n\n");
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);
    PosicaoBarra=PosicaoBarra+1;
    printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);
    DeltaBarra=1;
    CorrigiTmedDeltaBarra();
    CorrigiDeltaIDeltaBarra(); }

```

#### //REGRA 5

```

if ((DeltaT<-0.1 || regra==1 || regra==2 || regra==3 || regra==4) && (DeltaT<-0.8) &&
(DesvioDeltaI>=0 || PosicaoBarra>=222)){
    regra=5;
    Vazao=v2;
    printf("\n\nDeltaT: %f\n", DeltaT);
    printf("\n\nIniciada a Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);
    tempo=t;
    t=t+tempodilute;
    z=z+tempodilute;
    tXe=tXe+tempodilute;
    printf("\n\nDiluicao Encerrada");
    Vagua=Vazao*(t-tempo);
    Vazao=0;
    VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;
    CorrigiTmedDiluicao();
    CorrigiDeltaIDiluicao();
}

```

#### //REGRA 6

```

if ((DeltaT<-0.1 || regra==1 || regra==2 || regra==3 || regra==4 || regra==5) && (DeltaT<-0.8)
&& (DesvioDeltaI<4) && (PosicaoBarra<222)){
    regra=6;
    printf("\n\nCORRECAO DA TEMPERATURA MEDIA POR RETIRADA DE BARRA\n\n");
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);
    PosicaoBarra=PosicaoBarra+2;
}

```

```

printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);

DeltaBarra=2;

CorrigiTmedDeltaBarra();

CorrigiDeltaIDeltaBarra(); }

```

//DESvio DELTA I

//REGRA 7

```

if (((DesvioDeltaI>2) || (DesvioDeltaI<-2))&& (((DesvioDeltaI>=0) && (DeltaT<=0.4)) || (DesvioDeltaI>4.5) && (DeltaT<2)))&& (DeltaT>=t1)){  

    regra=7;  

    Vazao=2*v1;  

    printf("\n\nDeltaT: %f\n\n", DeltaT);  

    printf("\n\nIniciada a Correcao do Delta I por Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);  

    tempo=t;  

    t=t+tempodilute;  

    z=z+tempodilute;  

    tXe=tXe+tempodilute;  

    printf("\n\nDiluicao Encerrada");  

    Vagua=Vazao*(t-tempo);  

    Vazao=0;  

    VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;  

    CorrigiTmedDiluicao();  

    CorrigiDeltaIDiluicao();      }

```

//REGRA 8

```
if (((DesvioDeltaI>2) || (DesvioDeltaI<-2)) && ((DesvioDeltaI>=0) && (DeltaT<=0.4)) ||  
(DesvioDeltaI>4.5) && (DeltaT<2)))&& (DeltaT<=t2) && (regra!=7)){  
    regra=8;  
    Vazao=2*v2;  
    printf("\n\nDeltaT: %f\n\n", DeltaT);  
    printf("\n\nIniciada a Correcao do Delta I por Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);  
    tempo=t;  
    t=t+tempodilute;  
    z=z+tempodilute;  
    tXe=tXe+tempodilute;  
    printf("\n\nDiluicao Encerrada");  
    Vagua=Vazao*(t-tempo);  
    Vazao=0;  
    VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;  
    CorrigeTmedDiluicao();  
    CorrigeDeltaIDiluicao();      }
```

//REGRA 9

```
if (((DesvioDeltaI>2) || (DesvioDeltaI<-2)) && ((DesvioDeltaI>=0) && (DeltaT<=0.4)) ||  
(DesvioDeltaI>4.5) && (DeltaT<2))) && ((DeltaT>t2) && (DeltaT<t1)) && (regra!=7) &&  
(regra!=8)){  
    regra=9;  
    Vazao=2*((-a*DeltaT)+b);  
    printf("\n\nDeltaT: %f\n\n", DeltaT);
```

```

printf("\n\nIniciada a Correcao do Delta I por Diluicao na Vazao de %.0f lpm",Vazao);

tempo=t;

t=t+tempodilute;

z=z+tempodilute;

tXe=tXe+tempodilute;

printf("\n\nDiluicao Encerrada");

Vagua=Vazao*(t-tempo);

Vazao=0;

VaguaTemp=Vagua+VaguaTemp;

CorrigiTmedDiluicao();

CorrigiDeltaIDiluicao();      }

```

#### //REGRA 10

```

if (((DesvioDeltaI>2) || (DesvioDeltaI<-2)) || regra==7 || regra==8 || regra==9) &&
(DesvioDeltaI<0) && (DeltaT<0.8) && (PosicaoBarra<222)){
    regra=10;

    printf("\n\nCORRECAO DO DELTA I POR RETIRADA DE BARRA\n\n");
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);

    PosicaoBarra=PosicaoBarra+1;

    printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);

    DeltaBarra=DeltaBarra+1;

    CorrigiTmedDeltaBarra();

    CorrigiDeltaIDeltaBarra(); }

```

#### //REGRA 11

```

if (((DesvioDeltaI>2) || (DesvioDeltaI<-2)) || regra==7 || regra==8 || regra==9 || regra==10)
&& (DeltaT>-0.6) && (DesvioDeltaI>4.5) && ((PosicaoBarra>(LimiteInsercao+11)) ||
(DesvioDeltaI>5))){
    regra=11;
    printf("\n\nCORRECAO DA DELTA I POR INSERCAO DE BARRA\n\n");
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);
    PosicaoBarra=PosicaoBarra-1;
    printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);
    DeltaBarra=-1;
    CorrigiTmedDeltaBarra();
    CorrigiDeltaIDeltaBarra();
}

```

## //REGRA 12

```

if (((DesvioDeltaI>2) || (DesvioDeltaI<-2)) || regra==7 || regra==8 || regra==9 || regra==10 ||
regra==11) && (((DesvioDeltaI<-4) && (PosicaoBarra>=222)) && (DeltaT>-1)) ||
(DesvioDeltaI<-10) && (DeltaT>-3))){
    regra=12;
    VazaoBoro=-DesvioDeltaI*6;
    if (VazaoBoro>20) {
        VazaoBoro=20;
    }
    Vboro=VazaoBoro*2;
    printf("\n\nCORRECAO DO DELTA I POR BORACAO\n\n");
    CorrigiTmedBoracao();
    CorrigiDeltaIBoracao();
}

```

```
//OUTROS
```

```
//REGRA 13
```

```
if ((DeltaT>0.6) && (DesvioDeltaI>=-2.2) && (PosicaoBarra>(LimiteInsercao+11) ||  
DeltaT>1.5) && (DeltaT<1)) {  
  
    regra=13;  
  
    printf("\n\nCORRECAO DA TEMPERATURA MEDIA POR INSERCAO DE BARRA\n\n");  
  
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);  
  
    PosicaoBarra=PosicaoBarra-1;  
  
    DeltaBarra=-1;  
  
    printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);  
  
    CorrigiTmedDeltaBarra();  
  
    CorrigiDeltaIDeltaBarra();}
```

```
//REGRA 14
```

```
if ((DeltaT>0.6) && (DesvioDeltaI>=-2.2) && (PosicaoBarra>(LimiteInsercao+11) ||  
DeltaT>1.5) && (regra!=13)) {  
  
    regra=14;  
  
    printf("\n\nCORRECAO DA TEMPERATURA MEDIA POR INSERCAO DE BARRA\n\n");  
  
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);  
  
    PosicaoBarra=PosicaoBarra-2;  
  
    DeltaBarra=-2;  
  
    printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);
```

```
CorrigiTmedDeltaBarra();  
CorrigiDeltaIDeltaBarra();  
}  
  
}
```

```
//REGRA 15  
  
if ((DeltaT>0.8) && (DesvioDeltaI<0)) {  
    regra=15;  
    VazaoBoro=DeltaT*10;  
    Vboro=VazaoBoro*4;  
    printf("\n\nCORRECAO DO DELTA T POR BORACAO\n\n");  
    CorrigiTmedBoracao();  
    CorrigiDeltaIBoracao();  
}
```

```
//REGRA 16  
  
if (PosicaoBarra<=(LimiteInsercao+10) && PosicaoBarra>LimiteInsercao) {  
    regra=16;  
    printf("\n\nALARME ATIVADO: LIMITE DE INSERCAO BAIXO\n\n");  
}
```

```
//REGRA 17  
  
if ((PosicaoBarra<=(LimiteInsercao+10) && (PosicaoBarra>LimiteInsercao)) && (DeltaI<0))  
{  
    regra=17;  
    VazaoBoro=(LimiteInsercao-PosicaoBarra+11)*2;
```

```
Vboro=VazaoBoro*2;

printf("\n\nLIMITE DE INSERCAO BAIXO ATINGIDO - BORACAO NORMAL\n\n");

CorrigiTmedBoracao();

CorrigiDeltaIBoracao();

}
```

//REGRA 18

```
if (PosicaoBarra<=LimiteInsercao) {

regra=18;

printf("\n\nALARME ATIVADO: LIMITE DE INSERCAO MUITO BAIXO\n\n");

}
```

//REGRA 19

```
if ((PosicaoBarra<=LimiteInsercao) && (DeltaI<0)) {

regra=19;

VazaoBoro=(LimiteInsercao+1-PosicaoBarra)*5;

Vboro=VazaoBoro*2;

printf("\n\nLIMITE DE INSERCAO MUITO BAIXO ATINGIDO - BORACAO DE
EMERGENCIA\n\n");

CorrigiTmedBoracao();

CorrigiDeltaIBoracao();

}
```

//REGRA 20

```
if ((PosicaoBarra<(BD-3)) && (DesvioDeltaI<4.2) && (DeltaT<0.8)) {
```

```

regra=20;

printf("\n\nCORRECAO DA POSICAO DE BARRA\n\n");

printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);

PosicaoBarra=PosicaoBarra+1;

printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);

DeltaBarra=1;

CorrigiTmedDeltaBarra();

CorrigiDeltaIDeltaBarra(); }

```

#### //REGRA 21

```

if ((PosicaoBarra>(BD+10)) && (DesvioDeltaI>=-3) && (DeltaT>-0.4)) {

regra=21;

printf("\n\nCORRECAO DA POSICAO DE BARRA\n\n");

printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);

PosicaoBarra=PosicaoBarra-1;

printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);

DeltaBarra=-1;

CorrigiTmedDeltaBarra();

CorrigiDeltaIDeltaBarra(); }

```

#### //REGRA 22

```

if ((PosicaoBarra<(LimiteInsercao+11)) && (DesvioDeltaI<4) && (DeltaT<0.5)) {

regra=22;

printf("\n\nCORRECAO DA POSICAO DE BARRA\n\n");

printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);

```

```
PosicaoBarra=PosicaoBarra+1;  
  
printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);  
  
DeltaBarra=1;  
  
CorrigiTmedDeltaBarra();  
  
CorrigiDeltaIDeltaBarra(); }
```

//REGRA 23

```
if ((PosicaoBarra>220) && (DesvioDeltaI<=-1.5) && (DeltaT>-0.25)) {  
  
    regra=23;  
  
    printf("\n\nCORRECAO DA POSICAO DE BARRA\n\n");  
  
    printf("\n\nPosicao Anterior do Banco D: %d passos",PosicaoBarra);  
  
    PosicaoBarra=PosicaoBarra-1;  
  
    printf("\n\nPosicao Atual do Banco D: %d passos\n",PosicaoBarra);  
  
    DeltaBarra=-1;  
  
    CorrigirTmedDeltaBarra();  
  
    CorrigirDeltaIDeltaBarra(); }  
}
```

//REGRA 24

```
printf("\nZ=%d",z);

printf("\nPot=% .2f",Pot);

printf("\nTmed=% .1f",Tmed);

printf("\nTref=% .1f",Tref);

printf("\nAlvo DeltaI=%f",AlvoDeltaI);

printf("\nDeltaI=%f",DeltaI);

printf("\nDesvioDeltaI=%f",DesvioDeltaI);

printf("\nVariacaoDeltaI=%f",VariacaoDeltaI);

printf("\nPosicao Barra=%d",PosicaoBarra);

printf("\nCboro=%f\n\n\n",Cboro);

getch();

}
```

//REGRA 25

```
printf("\nTmed=%.1f",Tmed);

printf("\nTref=%.1f",Tref);

printf("\nAlvo DeltaI=%f",AlvoDeltaI);

printf("\nDeltaI=%f",DeltaI);

printf("\nDesvioDeltaI=%f",DesvioDeltaI);

printf("\nVariacaoDeltaI=%f",VariacaoDeltaI);

printf("\nPosicao Barra=%d",PosicaoBarra);

printf("\nCboro=%f\n\n",Cboro);

getch();

}
```

```
printf("\nDesvioDeltaI=%f",DesvioDeltaI);

printf("\nVariacaoDeltaI=%f",VariacaoDeltaI);

printf("\nPosicao Barra=%d",PosicaoBarra);

printf("\nCboro=%f\n\n",Cboro);

getch();

}

return;

}
```