INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**DESENVOLVIMENTO DE UM SIMULADOR DE
TREINAMENTO PARA OPERADORES DO REATOR DE
PESQUISA IEA-R1**

RICARDO PINTO DE CARVALHO

**Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear de Reatores**

**Orientador:
Dr. José Rubens Maiorino**

SÃO PAULO

2006

Dedico a minha querida mãe, Maria do Socorro Pinto.

AGRADECIMENTOS

Expresso meus sinceros agradecimentos,

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares pelo acesso as instalações do Reator de Pesquisa IEA-R1;

À Coordenação de Aperfeiçoamento de Pesquisa e Ensino Superior – CAPES, pelo apoio financeiro;

Ao Prof. Dr. José Rubens Maiorino, pela orientação, dedicação e imprescindível apoio durante a etapa final do trabalho;

Ao Prof. Dr. Adalberto José Soares, pela orientação, sugestão do tema e inesquecível apoio durante a etapa inicial do trabalho;

Ao Sr. Roberto Frajndlich pelas informações sobre a operação do IEA-R1.

Ao Sr. José R. Berreta pelas informações sobre o processo de treinamento de operadores do IEA-R1.

DESENVOLVIMENTO DE UM SIMULADOR DE TREINAMENTO PARA OPERADORES DO REATOR DE PESQUISA IEA-R1

Ricardo Pinto de Carvalho

RESUMO

Este trabalho apresenta o desenvolvimento de um Simulador do Reator de Pesquisa IEA-R1. O Simulador foi desenvolvido com Visual C++ em duas etapas: 1) construção dos modelos matemáticos e 2) criação e configuração de interfaces gráficas em um aplicativo Windows XP. Utilizou-se uma modelagem simplificada dos principais fenômenos físicos: o nuclear através de cinética pontual, e o modelo de térmica e hidráulica através das leis de conservação de massa e energia no canal médio do reator. As equações diferenciais dinâmicas dos processos nucleares, térmicos e hidráulicos foram solucionadas pela técnica de diferenças finitas através do método de *Runge-Kutta* de 4ª ordem. Foram modelados os sistemas: controle de reatividade, resfriamento do reator e proteção do reator. As variáveis de processo são armazenadas em arquivos ASCII. O Simulador permite o usuário navegar por interfaces gráficas dos sistemas e monitorar tendências dos transientes de operação sendo uma ferramenta interativa para ensino e treinamento de operadores do IEA-R1. Este também pode ser usado por alunos e professores no ensino de teoria de reatores, térmica e hidráulica. O Simulador permite simulações de operações de partida, manobra de potência e parada.

DEVELOPMENT OF A TRAINING SIMULATOR TO OPERATORS OF THE IEA-R1 RESEARCH REACTOR

Ricardo Pinto de Carvalho

ABSTRACT

This work reports the development of a Simulator for the IEA-R1 Research Reactor. The Simulator was developed with Visual C++ in two stages: 1) construction of the mathematics models and 2) development and configuration of graphics interfaces in a Windows XP executable. A simplified modeling was used for main physics phenomena, using a point kinetics model for the nuclear process and the energy and mass conservation laws in the average channel of the reactor for the thermal hydraulic process. The dynamics differential equations were solved by using finite differences through the 4th order Runge-Kutta method. The reactivity control, reactor cooling, and reactor protection systems were also modeled. The process variables are stored in ASCII files. The Simulator allows navigating by screens of the systems and monitoring tendencies of the operational transients, being an interactive tool for teaching and training of IEA-R1 operators. It also can be used by students, professors, and researchers in teaching activities in reactor and thermal hydraulics theory. The Simulator allows simulations of operations of start up, power maneuver, and shut down.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	1
1.1 Motivação do trabalho	1
1.2 Operador de reator nuclear	2
1.3 Tipos de simuladores	4
1.4 Técnicas de simulação.....	5
1.5 Objetivos do trabalho	8
1.6 Organização do trabalho	9
2 REATOR DE PESQUISA IEA-R1.....	11
2.1 Sistemas do Reator IEA-R1	13
2.1.1 <i>Sistema de controle de reatividade do Reator IEA-R1</i>	<i>13</i>
2.1.2 <i>Sistema de proteção do Reator IEA-R1.....</i>	<i>20</i>
2.1.3 <i>Sistema de resfriamento do Reator IEA-R1.....</i>	<i>21</i>
2.2 Operação do Reator IEA-R1.....	24
2.2.1 <i>Procedimento de ligar bombas hidráulicas.....</i>	<i>25</i>
2.2.2 <i>Procedimento de ligar ventiladores.....</i>	<i>26</i>
2.2.3 <i>Procedimento de ligar e operar o Reator IEA-R1</i>	<i>26</i>
2.2.4 <i>Procedimento de desligar o Reator IEA-R1.....</i>	<i>26</i>
2.3 Treinamento de operadores do Reator IEA-R1	27
3 MODELAGEM MATEMÁTICA	28
3.1 Modelo do reator.....	29
3.2 Modelo do trocador de calor	41
3.3 Modelo da torre de resfriamento	46
3.4 Modelo dos transdutores	51
3.5 Lógica do sistema de controle	51
3.6 Lógica do sistema de resfriamento	53
3.7 Lógica do sistema de proteção	54
4 DESENVOLVIMENTO DO SIMULADOR	56
4.1 Mímico do sistema de resfriamento do reator.....	57
4.2 Mímico do sistema de controle de reatividade	60
4.3 Mímico do sistema de proteção do reator	64

4.4	Tópicos de ajuda.....	66
5	ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS	67
5.1	Operação normal.....	68
5.2	Operações anormais.....	88
5.3	Manobras de potência.....	90
6	CONCLUSÃO	92
APÊNDICE I - Método <i>Runge-Kutta</i> de 4ª Ordem.....		94
APÊNDICE II - Dados de projeto do Reator IEA-R1		95
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....		97

LISTA DE TABELAS

	Página
TABELA 1 – Alguns simuladores de reator nuclear	6
TABELA 2 – Modelo dos mecanismos de atuação	51
TABELA 3 – Modelo de bombas hidráulicas e ventiladores	54
TABELA 4 – Dados de projeto do Reator IEA-R1.....	95

LISTA DE FIGURAS

	Página
FIGURA 1 - Esquema do IEA-R1	12
FIGURA 2 – Esquema do operador integrado ao sistema de controle.....	14
FIGURA 3 – Diagrama de blocos do canal de partida e módulo de controle	16
FIGURA 4 – Diagrama de blocos do canal linear e canal de segurança 1	17
FIGURA 5 – Diagrama de blocos dos canais de segurança 2 e 3 e canal de N¹⁶	18
FIGURA 6 – Diagrama de blocos do sistema de proteção e mecanismos de barras ...	19
FIGURA 7 – Esquema do operador integrado ao sistema de proteção.....	21
FIGURA 8 – Circuito primário de refrigeração	22
FIGURA 9 – Circuito secundário de refrigeração.....	23
FIGURA 10 – Esquema do operador integrado ao sistema de resfriamento.....	24
FIGURA 11 – Metodologia para construção dos modelos de simulação.....	28
FIGURA 12 – Curvas de calibração das barras do Reator IEA-R1	32
FIGURA 13 – Potência axial normalizada	36
FIGURA 14 – Esquema típico de combustível tipo placa	36
FIGURA 15 – Esquema típico de um trocador de calor em contracorrente.....	41
FIGURA 16 – Esquema típico de uma gota esférica em queda livre	47
FIGURA 17 – Interligação dos modelos térmicos.....	50
FIGURA 18 – Malha de controle.....	52
FIGURA 19 – Sintonia de controlador PI	53
FIGURA 20 - Modelo do circuito de proteção	46
FIGURA 21 – Simulação de 1 segundo.....	56
FIGURA 22 – Tela do sistema de resfriamento do reator	57
FIGURA 23 – Interação usuário e sistema de resfriamento do reator	49
FIGURA 24 – Interação usuário e lógica do sistema hidráulico do primário.....	59
FIGURA 25 – Interação usuário e lógica do sistema hidráulico do secundário	59
FIGURA 26 – Tela do sistema de controle de reatividade.....	60
FIGURA 27 - Interação usuário e sistema de controle de reatividade	52
FIGURA 28 - Interação usuário e modelo de barra	53
FIGURA 29 - Interação usuário e lógica do sistema de controle	54
FIGURA 30 – Tela do sistema de proteção do reator	64

FIGURA 31 - Interação usuário e do sistema de proteção do reator.....	56
FIGURA 32 – Arquivo de ajuda.....	66
FIGURA 33 - Transiente de potência na partida.....	68
FIGURA 34 - Transiente de potência na parada.....	69
FIGURA 35 – Transiente LOG P na partida.....	70
FIGURA 36 – Transiente LOG P na parada	70
FIGURA 37 – Transiente de período na partida	71
FIGURA 38 – Transiente de período na parada.....	72
FIGURA 39 – Transiente de fluxo de nêutrons na partida.....	72
FIGURA 40 – Transiente de fluxo de nêutrons na parada	73
FIGURA 41 – Transiente de concentração de N^{16} na partida	74
FIGURA 42 – Transiente de concentração de N^{16} na parada.....	75
FIGURA 43 – Transiente de concentração de I^{135} e Xe^{135}	76
FIGURA 44 – Transiente de concentração de Pm^{149} e Sm^{149}	77
FIGURA 45 – Transiente de reatividade do Xe^{135}	78
FIGURA 46 – Transiente de reatividade do Sm^{149}	78
FIGURA 47 – Transiente de reatividade das barras na partida.....	79
FIGURA 48 – Transiente da barra de controle na operação nominal	80
FIGURA 49 – Transiente dos coeficientes de temperatura na partida	81
FIGURA 50 – Transiente dos coeficientes de temperatura na parada.....	81
FIGURA 51 – Transiente de temperatura no TCA (lado do tubo) na partida	82
FIGURA 52 – Transiente de temperatura no TCA (lado do tubo) na parada.....	83
FIGURA 53 – Transiente de temperatura no TCA (lado casco) na partida	83
FIGURA 54 – Transiente de temperatura no TCA (lado casco) na parada	84
FIGURA 55 – Transiente de vazão na partida de bombas	85
FIGURA 56 – Transiente de vazão na parada de bombas.....	85
FIGURA 57 – Transiente de temperatura na TRA na partida	86
FIGURA 58 – Transiente de temperatura na TRA na parada.....	87
FIGURA 59 – Transiente de temperatura T4 devido a uma perda de vazão	88
FIGURA 60 – Transiente de temperatura T4 devido a uma perda da fonte fria	89
FIGURA 61 – Manobra de potência	90
FIGURA 62 – Transientes de temperatura no TCA - manobra de potência.....	91

LISTA DE SÍMBOLOS E ABREVIATURAS

- A - área de transferência de calor, m^2
- A_0 – número de Avogrado ($6,023 \times 10^{23}$), átomos.
- A_E - área de escoamento, m^2
- $c_{p,Al}$ - calor específico do alumínio, $J.kg^{-1}.K^{-1}$
- $c_{p,ar}$ - calor específico do ar, $J.kg^{-1}.K^{-1}$
- c_{p,H_2O} - calor específico da água, $J.kg^{-1}.K^{-1}$
- c_{p,UO_2} - calor específico de UO_2 , $J.kg^{-1}.K^{-1}$
- C_A - coeficiente de arraste, adimensional.
- C_i - grupo precursor de nêutrons atrasados ($i=1,2,...,6$) (condição normalizada)
- d_{gt} – diâmetro da gota, m.
- d_{ar} – diâmetro relativo do ar, m.
- D_h - diâmetro hidráulico, m
- $D\%$ - demanda de potência em porcentagem (condição normalizada)
- F – capacidade que a gota tem de flutuar, $m.kg.s^{-2}$
- F_p - fator de pico de potência axial do canal médio, adimensional.
- $F_{wa,O^{16}}$ – fator de *Westcott* de absorção O^{16} , adimensional.
- $F_{wa,Sm^{149}}$ – fator de *Westcott* de absorção Sm^{149} , adimensional.
- $F_{wa,Xe^{135}}$ – fator de *Westcott* de absorção Xe^{135} , adimensional.
- $F_{wa,U^{235}}$ – fator de *Westcott* de absorção U^{235} , adimensional.
- $F_{wf,U^{235}}$ – fator de *Westcott*, de fissão U^{235} , adimensional.
- g - aceleração da gravidade (9,81), $m.s^{-2}$
- G - condutância térmica, $W.K^{-1}$
- h - coeficiente de transferência de calor por convecção, $W.m^{-2}.K^{-1}$
- H – altura de torre de resfriamento, m
- k_{Al} – condutividade térmica do alumínio, $W.m^{-1}.K^{-1}$
- k_{ar} – condutividade térmica do alumínio, $W.m^{-1}.K^{-1}$
- k_{eff} – fator de multiplicação efetivo do reator, adimensional
- k_{H_2O} – condutividade térmica da água, $W.m^{-1}.K^{-1}$

- k_{UO_2} – condutividade térmica de UO_2 , $\text{W.m}^{-1}.\text{K}^{-1}$
 K_i – constante integral, s^{-1}
 K_d – constante derivativa, s
 K_p – constante proporcional, adimensional
 m_{gt} – massa da gota, kg
 n_{pc} - número de placas combustível, adimensional
 n_{tb} - número de tubos, adimensional
 $N_{\text{H}_2\text{O}}$ - concentração de H_2O , mólecúlas.cm^{-3}
 $N_{\text{I}^{135}}$ - concentração de I^{135} , átomos.cm^{-3}
 $N_{\text{N}^{16}}$ - concentração de N^{16} , átomos.cm^{-3}
 $N_{\text{Pm}^{149}}$ - concentração de Pm^{149} , átomos.cm^{-3}
 $N_{\text{Sm}^{149}}$ - concentração de Sm^{149} , átomos.cm^{-3}
 $N_{\text{Xe}^{135}}$ - concentração de Xe^{135} , átomos.cm^{-3}
 P – potência (condição normalizada)
 $P\%$ - potência em porcentagem (condição normalizada)
 $P_{\text{A,U}^{235}}$ - peso atômico de U^{235} , kg
 P_F – é a probabilidade relativa que um nêutron rápido não escapa, adimensional
 P_M - perímetro molhado, m
 P_N – potência nominal, W
 P_O – potência de operação, W
 Pr - número de *Prandtl*, adimensional
 P_T – é a probabilidade que os nêutrons térmicos são absorvidos, adimensional
 P_N/V – densidade média integral de potência na condição nominal de operação, W.m^{-3}
 q - taxa de transferência de calor, W
 Q - vazão volumétrica, $\text{m}^3.\text{s}^{-1}$
 Q' - vazão volumétrica relativa, $\text{m}^3.\text{s}^{-1}$
 Q_N – vazão máxima de operação de bombas hidráulicas e ventiladores, $\text{m}^3.\text{s}^{-1}$
 r_{cs} – raio de casco, m
 r_{gt} – raio de gota, m
 r_{tb} – raio de tubo, m
 R – resistência do ar, m.kg.s^{-2}
 Re - número de *Reynolds*, adimensional

R_t – resistência térmica, $K.W^{-1}$

S - fonte de nêutrons externa, s^{-1} (condição normalizada)

t - tempo, s

T - temperatura, K

$\bar{T}$ - valor médio de temperatura, K

U – coeficiente global de transferência de calor, $W.m^{-2}.K^{-1}$

V - volume, m^3

x_{BS1} - posição relativa da barra de segurança 1 no núcleo

x_{BS2} - posição relativa da barra de segurança 2 no núcleo

x_{BS3} - posição relativa da barra de segurança 3 no núcleo

x_{BC} - posição relativa da barra de controle no núcleo

x_{tb} - comprimento de tubo, m

x_{cb} - meia espessura de combustível, m

x_{rv} - espessura de revestimento, m

x_{gt} - posição da gota dentro da torre de resfriamento, m

w – energia recuperável por fissão de U^{235} , J

W – força peso, $m.kg.s^{-2}$

α_{TC} – coeficiente de temperatura do combustível, $pcm.K^{-1}$

α_{TM} – coeficiente de temperatura do moderador, $pcm.K^{-1}$

$\bar{\beta}_i$ – fração de nêutrons atrasados ($i=1,2,...,6$) ponderada no núcleo, adimensional

$\bar{\beta}_{eff}$ – beta efetivo, adimensional

δ_{Al} - densidade mássica média de alumínio, $kg.m^{-3}$

δ_{ar} - densidade mássica média de ar, $kg.m^{-3}$

δ_{H_2O} - densidade mássica média de água, $kg.m^{-3}$

δ_m - densidade mássica média de mistura de água e ar, $kg.m^{-3}$

$\delta_{U^{235}}$ - densidade mássica de U^{235} , $kg.m^{-3}$

δ_{UO_2} - densidade mássica média de UO_2 , $kg.m^{-3}$

Δt - passo de tempo, s

ΔT - diferença entre a temperatura do refrigerante na saída e na entrada do núcleo, $^{\circ}C$

ΔT_C - diferença de temperatura no combustível média no instante de tempo $j+1$ e j , °C

ΔT_M - diferença de temperatura no moderador média no instante de tempo $j+1$ e j , °C

ε - enriquecimento de U^{235} , adimensional

$\bar{\phi}_T$ - fluxo médio de nêutrons térmicos, nêutrons.s⁻¹

$\gamma_{I^{135}}$ - rendimento de fissão de I^{135} , adimensional

$\gamma_{Xe^{135}}$ - rendimento de fissão de Xe^{135} , adimensional

$\gamma_{Pm^{149}}$ - rendimento de fissão de Pm^{149} , adimensional

Γ - capacitância térmica, J.K⁻¹

λ_i - constante de decaimento de grupo precursor ($i=1,2,...,6$), s⁻¹

$\lambda_{I^{135}}$ - constante de decaimento de I^{135} , s⁻¹

$\lambda_{Xe^{135}}$ - constante de decaimento de Xe^{135} , s⁻¹

$\lambda_{Pm^{149}}$ - constante de decaimento de Pm^{149} , s⁻¹

$\lambda_{N^{16}}$ - constante de decaimento de N^{16} , s⁻¹

Λ - tempo de geração média de nêutrons prontos, s (condição normalizada)

μ_{ar} - viscosidade dinâmica do ar, kg.s⁻¹.m⁻¹

μ_{H_2O} - viscosidade dinâmica da água, kg.s⁻¹.m⁻¹

ν - número médio de nêutrons liberados na fissão do U^{235} , adimensional

ρ - reatividade total do sistema, adimensional

ρ_0 - reatividade do núcleo frio e sem barras, adimensional

ρ_{BS1} - reatividade acumulada da barra de segurança 1 (SHIM1), pcm

ρ_{BS2} - reatividade acumulada da barra de segurança 2 (SHIM2), pcm

ρ_{BS3} - reatividade acumulada da barra de segurança 3 (SHIM3), pcm

ρ_{BC} - reatividade acumulada da barra de controle (REG), pcm

$\rho_{Xe^{135}}$ - reatividade do Xe^{135} , adimensional

$\rho_{Sm^{149}}$ - reatividade do Sm^{149} , adimensional

$\sigma_{aO^{16}}(E_0)$ - seção de choque microscópica de absorção O^{16} , cm², $E_0 = 0,0253$ eV

$\sigma_{aH_2O}(E_0)$ - seção de choque microscópica de absorção da H_2O , cm²

$\sigma_{aSm^{149}}(E_0)$ - seção de choque microscópica de absorção de Sm^{149} , cm²

- $\sigma_{aU^{235}}(E_0)$ - seção de choque microscópica de absorção de U^{235} , cm^2
- $\sigma_{aXe^{135}}(E_0)$ - seção de choque microscópica de absorção de Xe^{135} , cm^2
- $\sigma_{fU^{235}}(E_0)$ - seção de choque microscópica de fissão de U^{235} , cm^2
- $\bar{\sigma}_{aSm^{149}}$ - seção de choque microscópica média térmica de absorção de Sm^{149} , cm^2
- $\bar{\sigma}_{aU^{235}}$ - seção de choque microscópica média térmica de absorção de U^{235} , cm^2
- $\bar{\sigma}_{aXe^{135}}$ - seção de choque microscópica média térmica de absorção de Xe^{135} , cm^2
- $\bar{\sigma}_{fU^{235}}$ - seção de choque microscópica média térmica de fissão de U^{235} , cm^2
- $\Sigma_{aH_2O}(E_0)$ - seção de choque macroscópica média térmica de absorção de H_2O , cm^{-1} ,
- τ – constante de tempo de bombas hidráulicas e ventiladores, s
- v_{gt} - velocidade da gota, $m.s^{-1}$
- v_{ar} - velocidade da ar, $m.s^{-1}$
- v_{BC} – velocidade da barra de controle (REG), $m.s^{-1}$

Subscrito e sobrescrito

- B101A – bomba hidráulica do circuito primária A
- B101B – bomba hidráulica do circuito primária B
- B102A – bomba hidráulica do circuito secundário A
- B102B – bomba hidráulica do circuito secundário B
- BC – barra de controle (definido também como REG)
- BS1 – barra de segurança 1 (definido também como SHIM1)
- BS2 – barra de segurança 2 (definido também como SHIM2)
- BS3 – barra de segurança 3 (definido também como SHIM3)
- cb – combustível
- ce – canal de escoamento
- cs – casco
- gt – gota
- pc – placa combustível
- rv – revestimento
- tb – tubo
- TC – temperatura do combustível
- TCA – trocador de calor A
- TCB – trocador de calor B

TM – temperatura do moderador

TRA – torre de resfriamento A

TRB – torre de resfriamento B

V1TRA – ventilador 1 da torre de resfriamento A

V2TRA – ventilador 2 da torre de resfriamento A

V1TRB – ventilador 1 da torre de resfriamento B

V2TRB – ventilador 2 da torre de resfriamento B

Siglas

IEA – Instituto de Energia Atômica

SCRAM - *Safety Control Rod Axe Man*

1 INTRODUÇÃO

1.1 Motivação do trabalho

Durante a operação de um reator nuclear o operador está sujeito a fontes de pressão psicológica que podem afetar a segurança da operação. Um dos métodos de reduzir ou eliminar os efeitos dessas fontes é expor o operador a simulação de operações e de acidentes. Em seguida observar as ações do operador de forma que numa situação de emergência ele decida corretamente [1,2].

Após o acidente em *Three Mile Island*, em 1979, o treinamento de operador de reator mudou consideravelmente. O aprendiz de operador de reator passou a freqüentar um mínimo de um ano na sala de aula – oito horas do dia, cinco dias da semana – estudando os fundamentos de operação de um reator nuclear. Outras mudanças foram também realizadas incluindo melhoria dos procedimentos operacionais de emergência, melhoria da visualização dos parâmetros de segurança, maior dependência de exames em simulador na qualificação/autorização/licenciamento de operador, e o uso do *Systematic Approach to Training* (SAT) como base para programas de treinamento de pessoal de reator [3].

Os programas de treinamento são estabelecidos para o pessoal de operação, incluindo o administrador do reator, os supervisores de turno, os operadores do reator, os funcionários de proteção radiológica, o pessoal de manutenção, o pessoal da garantia da qualidade e outros que estejam trabalhando na instalação do reator [4].

Ferramentas de aprendizado baseadas em computador tem sido usadas em cursos de treinamento com o objetivo de fornecer uma condição simulada da operação real. O aprendiz de operador pode realizar testes operacionais repetidas vezes até que sua habilidade em operar o reator tenha alto desempenho em situações normais, anormais e de emergência.

Em 1981, a indústria desenvolveu o padrão ANSI/ANS-3.5 para simuladores de reatores de potência para uso em treinamento de operador. O Guia 1.149, *U. S. Nuclear Regulatory Commission*, contém versões revisadas do ANSI/ANS-3.5 e métodos aceitáveis em serviços de simulação de reatores de potência para uso em exames de licença e treinamento de operador [5].

Desde 1997, a *International Atomic Energy Agency* tem incentivado inúmeros cursos de treinamento com simuladores baseados em computador de forma a difundir os excelentes resultados que o uso amigável da educação pode oferecer para a segurança da instalação nuclear. Com objetivo de contribuir para o treinamento de pessoal do reator, esta encoraja o desenvolvimento de simulador educacional que: opera em computadores pessoais e simula resposta de reatores refrigerados a água para condições de operação e acidente. Os simuladores são projetados para fornecer entendimento geral da instalação e características operacionais de vários sistemas de um reator nuclear. Estes simuladores podem ser usados por acadêmicos e engenheiros envolvidos em tópicos de ensino em energia nuclear [6-10].

As mesmas regras para um treinamento de operador de reator de pesquisa também são válidas. No entanto o operador deverá estar familiarizado com um processo que envolve menos variáveis de controle e com limites de segurança abaixo dos reatores de potência [4, 11,12]. O IPEN, por exemplo, possui seu próprio Programa de Treinamento de Operadores e Operadores Seniores para o Reator IEA-R1 [13]. O curso de treinamento é constituído de módulos específicos para operador de reator e operador de reator sênior. O processo de treinamento é da forma intensiva com aulas semanais, elaboração de relatórios e obtenção de experiência operacional.

Este curso não possui um simulador do IEA-R1 para uso durante treinamento dos operadores. A motivação deste trabalho é fornecer um programa de computador que simule os principais transientes operacionais do IEA-R1 e que o mesmo possa ser utilizado pelo supervisor do curso de treinamento como horas-aula de simulação.

1.2 Operador de reator nuclear

O operador é a pessoa que manipula os controles do reator, como parte de suas atividades funcionais. Os aspectos fundamentais da cultura de segurança considerados durante a seleção de pessoal para uma instalação nuclear são [14,15]:

- Uma atitude de questionamento antes de dar início alguma tarefa relacionada com segurança;
- Uma abordagem prudente e rigorosa para trabalhar na instalação; e
- Uma abordagem comunicativa com outro profissional.

Há duas categorias de licenças para operador de reator: operador de reator e operador sênior de reator. Um operador sênior assume a posição de supervisionar o trabalho dos operadores de reator. A licença é adquirida depois de um exame escrito e um teste operacional. O exame do operador sênior também mede a habilidade do indivíduo em orientar as atividades de operadores licenciados.

Eles são treinados em cursos de sistemas e componentes do reator, tecnologia nuclear, teoria de reator e princípios de proteção radiológica. Normalmente o que se tem adotado nos cursos de treinamento de operador de reator de potência são exames escrito, oral e de simulação. Os testes operacionais requerem a operação de sistemas que afetam a remoção de calor ou mudanças de reatividade e os procedimentos que mostram a habilidade do indivíduo em trabalhar em equipe dentro de uma sala de controle.

O uso de simuladores tem fornecido vantagens no treinamento e qualificação de pessoal de reator. Em geral, simuladores tem sido usado para o treinamento de pessoal com atuação nas seguintes áreas:

- Controle e operações da instalação.
- Sistemas individuais de operações e controle.
- Análise de resposta de equipamentos e/ou falha de instrumentação.
- Instrumentação e controle de equipamentos dos processos na instalação.
- Monitoração do núcleo e proteção da radiação.
- Manutenção da instalação.

A seleção de pessoal é baseada em uma análise antecipada de quanto o candidato desenvolverá as suas atividades com competência. No processo de análise do candidato é avaliada sua educação, experiência, treinamento e desenvolvimento. Neste estágio, dependendo do potencial da pessoa, ele pode ocupar posições mais avançadas como a de operador sênior.

Uma importante regra do treinamento é aquela que conduz a avaliação de operadores. O treinamento ajuda desenvolver um conhecimento profundo da prática e da teoria dos sistemas da instalação, suas funções interfaces homem-máquina (IHM) e operação. Durante todo o processo de aprendizagem é dada ênfase em segurança. O treinamento também enfatiza a importância de operar o reator nuclear dentro das bases de licenciamento e projeto por assegurar que a operação esteja em conformidade com limites

e condições operacionais e também subordinada a instruções e procedimentos regulamentados [14]. Contudo operadores de reator têm a responsabilidade para controlar e supervisionar mudanças no estado operacional do reator e tem deveres com uma orientação direta em segurança nuclear.

1.3 Tipos de simuladores

O principal aspecto dos simuladores para treinamento de operadores é a representação do ambiente de operação. A sua evolução como base para integração do operador na máquina, advém de novas tecnologias de IHM e do uso de computadores pessoais com sistemas de tempo real.

Os simuladores para treinamento de transientes operacionais são desenvolvidos de forma que o operador esteja controlando e monitorando em condições reais de tempo e IHM. Estes permitem experimentar em um modo dinâmico todo tipo de condições de operação que podem ser encontradas incluindo partida, manobra de potência, parada, acidentes, etc.

Em suma, os simuladores de reatores nucleares possuem regras que são bem estabelecidas no processo de aprendizagem, análise e interação homem e modelos de simulação. Os principais tipos de simuladores e suas metodologias são [16]:

- *Part task simulators* são projetados para treinar em uma parte específica de operações da instalação ou para treinar um fenômeno físico especial. Sistemas ou fenômenos da instalação podem ser simulados mais precisamente que em um simulador que abrange especificamente toda a central nuclear. Tais simuladores podem ser benéficos para melhorar o foco de treinamento em áreas particulares.
- *Basic Principle Simulator* ilustra os conceitos gerais, demonstra e expõem os processos físicos fundamentais da central nuclear. Seu principal objetivo é ajudar o aprendiz a entender os processos físicos fundamentais, operação básica de sistemas complexos e o procedimento de operação geral de uma central nuclear.
- *Compact Simulator* fornece um recurso de treinamento em procedimentos de operação em uma forma simplificada. Um painel de controle é fornecido para expor parâmetros mais significativos. Eles são ferramentas poderosas

para o treinamento básico de novos operadores e de pessoal que não trabalha na sala de controle.

- *Graphical simulators* fornece uma representação dos parâmetros de controle e o ambiente de operação em uma forma gráfica. Eles fornecem uma alternativa de baixo custo para outros simuladores que necessitam do uso de *hardware* da sala de controle.
- O termo “*Multi-funcional simulators*” é algumas vezes usado para descrever ambos os simuladores compactos ou os simuladores gráficos, mencionados anteriormente. Em geral, a profundidade e fidelidade da modelagem são próximas ou da mesma forma como aqueles de um simulador completo, mas a IHM é fornecida graficamente através de mímicos ou por uma combinação de painéis leves e pesados.
- *Plant Analyzer* é um dispositivo de treinamento para estudar em detalhes: transientes ou acidentes do reator. Este simulador não é necessário simular em tempo real nem expor dados de operação atual.

Contudo para cada tipo de simulador o caminho na qual a informação é dada para o usuário é importante [17]. Usualmente, a informação pode ser classificada em vários níveis, sejam eles: simplificado ou detalhado, qualitativo ou quantitativo. Uma boa estrutura para a apresentação da informação facilita o melhor entendimento dos modelos de simulação. A IHM pode facilitar o entendimento e a obtenção dos objetivos de treinamento.

O simulador desenvolvido neste trabalho é uma combinação dos seguintes simuladores: *Basic Principle* porque expõem os processos físicos fundamentais de um reator nuclear, *Compact* porque fornece recurso de treinamento em procedimentos de operação de forma simplificada e *Graphical* porque fornece uma representação gráfica dos parâmetros de controle e ambiente de operação.

1.4 Técnicas de simulação

Em 1970, quando os primeiros simuladores de sala de controle baseados em computador foram colocados em operação, o alcance e a fidelidade dos modelos de simulação eram muito restritos pela então capacidade computacional limitada [18]. Estes simuladores eram construídos com base na implementação física e lógica de uma réplica

da sala de controle, cujos modelos eram representados por circuitos, painéis, comandos e instrumentação analógica e digital.

O simulador de Angra 2, por exemplo, consiste de uma réplica funcional da sala de controle da Central Nuclear Angra 2. Foi reproduzido o comportamento dinâmico da sala de controle da usina incluindo itens principais dos equipamentos. Foram instalados os equipamentos de sala de controle, sistema de computação digital, sistema de instrutor e sistema de IHM. Todos os dados de Angra 2 e seus modelos matemáticos foram codificados na linguagem FORTRAN e ASSEMBLER. Também foram configurados: programa monitor em tempo real e programas utilitários, para operação e alocação de recursos do sistema de computação digital. Por meio do sistema do instrutor, pode-se selecionar condições iniciais de operação de Angra 2, ativar o mau funcionamento e funções que permitem uma completa supervisão do exercício de treinamento.

Quando surgiram os computadores pessoais houve a necessidade de implementar simuladores compactos e robustos. Este procedimento de desenvolvimento permitiu construir representações gráficas de todos os sistemas de uma central nuclear. Fornecendo assim recursos visuais que pudessem aumentar a concentração do aluno durante o treinamento. Outro fator importante é a redução de custos de implementação do simulador já que os sistemas e componentes do projeto nuclear podem ser representados graficamente.

A TAB. 1 mostra alguns simuladores de treinamento que usam ferramentas de desenvolvimento de *software* em computadores pessoais.

TABELA 1 – Alguns simuladores de reator nuclear

Simulador	Modelo de reator	Ferramentas de desenvolvimento	Fabricante
CASSIM ^[19]	PWR, BWR,	FORTRAN	CTI
	CANDU, RBMK	LABVIEW	
FARSim ^[20,21]	RR	MATLAB/Simulink	INVAP
LABIHS ^[22]	PWR	FORTRAN	KAERI
		C/C++	
HTRSIMU ^[23]	HTR	Visual C++	INET

A interação entre o usuário e estes simuladores é organizada através de uma série de telas e interfaces de um computador pessoal. O simulador expõe telas que imitam parcialmente ou inteiramente a instrumentação do painel de controle bem como fornece instrumentos adicionais para análise de transientes. Dispositivos do painel de controle como botões, interruptores e chaves são representados como desenhos simplificados e são operados via painéis em resposta ao usuário. O aprendiz de operador se familiariza com o processo de operação através de IHM similares a representações reais [24].

O desenvolvimento de um simulador consiste em: validar o modelo de simulação que representa os sistemas do mundo real e verificar o código computacional com o modelo de simulação [25].

Sabe-se que simulação é a imitação da operação de um processo do mundo real ou sistema dependente do tempo. Assim, durante o desenvolvimento do simulador o projetista deverá considerar a relação entre precisão do modelo de simulação e a customização do código computacional.

A precisão do modelo de simulação consiste no nível de detalhamento que um processo real é representado, considerando a fidelidade dos métodos de solução. A customização do código computacional depende do modelo de simulação que será codificado e da organização de código adotada e suas funcionalidades para obter ótimo desempenho. Ao contrabalancear precisão e customização de um simulador, o projetista definirá se o simulador será destinado para treinamento, estratégia de controle ou análise de acidentes.

Algumas metodologias de programação em simuladores de treinamento têm sido adotadas, contudo somente duas tem se destacado: simulação orientada a objeto e simulação distribuída e paralela.

Simulação orientada a objeto – uma simulação orientada a objeto modela o procedimento de objetos interagindo sobre o tempo. Coleções de objetos, chamadas classes, encapsulam as características e funcionalidades de objetos comuns. Um cenário de classes objeto escrito em C++ pode ser usado para criar modelos de simulação e pacotes de simulação. As simulações criadas com estas ferramentas possuem os benefícios de um projeto orientado a objeto, incluindo encapsulamento, ocultação de informações, passagem de mensagens, ligação posterior, delegação, classe/instância/objeto, generalização sem polimorfismo e com polimorfismo e relacionamento. A programação orientada a objeto inclui todos os mecanismos para programação baseada em classe, bem como os mecanismos para suporte de herança e auto-recursão [26-28].

Simulação distribuída e paralela – uma ferramenta de simulação terá recursos limitados se para completar cada execução requer um dia ou mais de tempo de CPU em um sistema monousuário de alto desempenho. Neste caso a simulação distribuída fornece *hardware* suficiente para minimizar o tempo de processamento de uma simulação [25,29]. A simulação paralela permite também que seja implementado um sistema multi usuário para o treinamento de equipe de aprendizes de operador.

A principal motivação dos projetos de simulação é o uso da programação orientada a objeto. Esta organização de código inclui todos os mecanismos para programação baseada em classe, bem como a programação baseada em objetos [28].

Uma vez que os modelos de simulação e a IHM tem sido identificados, é necessário determinar as funções especiais para treinamento. Isto inclui funções de controle de simulação (*stop, freeze, run, slow time, fast time* etc), ajuda instrucional para a avaliação de treinando, etc.

É importante identificar se o simulador requer um instrutor ou se um treinando poderia usar o simulador por si mesmo. Neste último caso, funcionalidade especial é requerida para gerar cenário e exercícios para ajudar o treinando durante o treinamento, para localizar e controlar o desempenho do estudante e gravar as conclusões do desempenho do treinando.

Há algumas funções de avaliação que podem ser útil para o instrutor. Por exemplo: registrar as ações do estudante, prevenir o instrutor quando um limite operacional tem sido ultrapassado, avaliar a reação do treinando como um desvio de parâmetro de sua faixa de operação normal, etc. Estas funções e outras serão avaliadas por uma análise custo-benefício.

1.5 Objetivos do trabalho

A proposta deste trabalho de mestrado tem como finalidade desenvolver um programa de computador que possa ser usado como ferramenta de ensino no curso de treinamento de operadores do IEA-R1 ou por alunos de graduação, professores e pesquisadores nas áreas de operações, teoria de reatores e térmico e hidráulica. Os principais objetivos são:

- Modelar os sistemas de resfriamento do reator, controle de reatividade e proteção do reator.
- Simular operações de partida, manobra de potência e parada do reator.

- Simular transientes de retirada e inserção de barra de controle/segurança.
- Gerar um conjunto de telas que devem ser visualizadas para cada sistema do IEA-R1 com monitoração numérica das fases da operação.

Foi utilizado o *Visual Studio C++* como ferramenta de desenvolvimento de um simulador orientado a objeto para implementação da solução numérica dos modelos matemáticos, representação gráfica simplificada do ambiente de operação real do operador do IEA-R1 e criação de um programa executável com as funcionalidades de um aplicativo Windows para sistema monousuário.

Durante a implementação foi admitida modelagem simplificada dos principais fenômenos físicos. Não houve a preocupação com a precisão dos modelos matemáticos e método de solução. Assumiu-se que o relógio do computador representa o tempo real de operação. Os resultados obtidos da solução numérica são considerados uma representação qualitativa da dinâmica do IEA-R1.

1.6 Organização do trabalho

Este trabalho de mestrado consistiu em conhecer diversos simuladores que foram desenvolvidos para o treinamento de operadores de reatores nucleares, observando suas técnicas de modelagem matemática, métodos numéricos, desenvolvimento computacional e tipos de reatores.

Em seguida, foram realizadas visitas técnicas dos sistemas de refrigeração, controle e supervisão do IEA-R1. Acompanhou-se a partida do reator e o processo de operação e controle do reator, observando os procedimentos adotados pelos operadores.

Após as etapas de reconhecimento e identificação dos principais sistemas, foi adotada uma modelagem matemática simples que fosse de fácil codificação e método numérico que atendesse a critérios de estabilidade e processamento computacional em tempo real. Por fim foram realizadas simulações dos processos e sistemas para uma averiguação qualitativa dos fenômenos físicos.

Nesta dissertação, o CAPÍTULO 1 esclarece a motivação do trabalho, cita as principais metodologias adotadas em simulação de reatores e explica o desenvolvimento e organização do trabalho. O CAPÍTULO 2 apresenta uma descrição simplificada dos sistemas de controle de reatividade, refrigeração do reator e proteção do IEA-R1 destacando as principais variáveis adotadas no simulador. O CAPÍTULO 3 descreve modelagem matemática dos principais processos e sistemas, núcleo do reator, trocador de

calor, torre de resfriamento, controlador, transdutores e lógicas dos sistemas de controle, hidráulico e proteção. O CAPÍTULO 4 descreve o desenvolvimento do simulador que é definido pelas seguintes etapas: configuração de telas, configuração do teclado, definição dos IDs (Identificadores) e definição dos objetos. Também é dada uma descrição da implementação dos modelos numéricos usando linguagem C/C++, das principais interfaces do programa simulador (mímicos dos sistemas de resfriamento do reator, controle de reatividade e proteção do reator) e de um arquivo Ajuda utilizando a biblioteca *Microsoft Foundation Class* (MFC) [27]. No CAPÍTULO 5, é feita uma análise dos transientes relacionados com a operação normal do reator, algumas situações anormais de operação (por exemplo, a ocorrência de um SCRAM devido à perda de vazão no circuito primário) e manobras de potência. No CAPÍTULO 6, são feitas conclusões e sugestões para trabalhos futuros.

2 REATOR DE PESQUISA IEA-R1

O IEA-R1 foi o primeiro reator de pesquisa a operar no Hemisfério Sul e hoje é um dos mais velhos em operação no mundo. Desde sua primeira criticalidade, em 1957, passou por vários regimes de operação. Durante os primeiros anos, operou somente em 1MW. Nos anos 60 o nível de potência foi elevado para 2MW e o reator foi operado 8 horas por dia e 5 dias por semana. Em 1995 operou continuamente de segunda a quarta por 64 horas na semana. Neste mesmo ano foram realizadas reformas para aumento do nível de potência do reator para 5MW [30].

Os principais serviços oferecidos pelo IEA-R1 são: irradiação de amostras para a produção de radioisótopos usados na medicina nuclear bem como em pesquisa, radioterapia com nêutrons em tempo real, dopagem de silício com fósforo através do processo de dopagem de transmutação de nêutrons, análise de ativação de nêutrons de amostras com aplicações na indústria, meio ambiente, saúde, indústria de alimentos, arqueologia, geologia, etc [31].

O IEA-R1 possui defesa em profundidade na forma de barreiras múltiplas de proteção contra liberação de material radioativo e na forma de diferentes meios para garantir as três funções básicas de proteção, que são: desligamento e resfriamento do reator e contenção de materiais radioativos. Sendo que desligamento e resfriamento do reator são garantias inerentes para uma operação segura [32].

As características de segurança relacionadas diretamente com o procedimento operacional do IEA-R1 são:

- O núcleo possui três barras de segurança e uma barra de controle que contém material absorvedor (Ag-In-Cd) de modo a garantir o desligamento rápido por gravidade em caso de alguma anormalidade.
- O núcleo foi projetado para ter coeficientes de reatividade de temperatura negativos, sendo a condição intrínseca de segurança do IEA-R1.
- O sistema de proteção atua no circuito de desligamento do reator sempre que uma das condições limite do sistema atinge um valor pré-definido.

- As bombas do circuito de resfriamento primário possuem volante de inércia, que mantém, pelo tempo necessário, uma convecção forçada de refrigerante pelo núcleo, em caso de falha do motor elétrico e perda de energia elétrica.
- Toda atividade de operação e manutenção realizada no IEA-R1 segue procedimentos específicos, de forma a garantir sua qualidade e minimizar falha humana.

A proteção do reator contra eventos causados por falhas humanas é garantida pela execução dos procedimentos de operação e manutenção e pelo desligamento automático do reator antes de qualquer variável crítica atingir o seu limite de operação. Qualquer atividade no IEA-R1 é realizada segundo procedimentos específicos de operação e de manutenção. A obediência a estes procedimentos minimiza a probabilidade de ocorrência de falha humana [32].

O IEA-R1 é um projeto semelhante a grande parte dos reatores de pesquisa em operação no mundo. Este é do tipo piscina, refrigerado e moderado a água leve. A FIG.1 mostra, numa forma simplificada, os seus principais componentes.

FIGURA 1 - Esquema do IEA-R1

O IEA-R1 está abastecido com combustível do tipo placa, enriquecido com ^{235}U a 20^w%. Ao todo são vinte elementos combustíveis e quatro de controle com dezoito placas e doze placas respectivamente distribuídos em uma matriz. Em cada elemento de

controle contém duas placas do material absorvedor. Na periferia da matriz, contém elementos refletores de grafite e de berílio e um elemento irradiador de berílio localizado no centro.

O controle de reatividade e o desligamento do IEA-R1 são realizados através da movimentação das barras de controle e de segurança. O resfriamento do IEA-R1 é obtido através de uma circulação forçada de refrigerante no núcleo para potências superiores a 200kW e de uma circulação natural inferior a este limiar. A proteção do IEA-R1 garante que os limites de segurança preestabelecidos sejam conservativos. Todos os dados de projeto utilizados neste trabalho estão listados na TAB. 4 do APÊNDICE II.

2.1 Sistemas do Reator IEA-R1

Sistema de controle de reatividade (SCR), sistema de proteção do reator (SPR) e sistema de resfriamento do reator (SRR) fornecem as variáveis de processo e controle para sala de controle de modo que durante a operação o operador esteja integrado ao reator. A sala de controle possui todas as interfaces necessárias para a execução segura dos comandos e controles, como fase da interação do operador com os processos do IEA-R1.

2.1.1 Sistema de controle de reatividade do Reator IEA-R1

A quantidade de combustível no núcleo do IEA-R1 é suficiente para atingir a criticalidade. Há também um excesso de reatividade para compensar efeitos de realimentação de reatividade negativa. Para compensar este excesso de reatividade, o operador introduz reatividade positiva retirando as barras de controle e segurança.

Os efeitos de realimentação em sua maioria contribuem para o desligamento do reator. O principal efeito de realimentação observável é o xenônio ($\sim 3200\text{pcm}$) [31]. O samário pode ser observado, mas não é relevante à baixa e à média potência. Outro parâmetro importante que influencia na realimentação de reatividade é o coeficiente de temperatura. Temperatura do reator é usualmente uma função da potência de operação do reator, e mudanças em níveis de potência conduz a mudanças na criticalidade do sistema através dos coeficientes de temperatura do combustível e do moderador.

As manobras de barras permitem que o reator atinja uma potência de operação na condição estável (reator em estado crítico) compensando os efeitos de realimentação. Os mecanismos de acionamento das barras são lineares, seguros de falha, resistentes à radiação e de ação rápida.

A FIG.2 ilustra um esquema simplificado do operador integrado ao SCR.

FIGURA 2 – Esquema do operador integrado ao sistema de controle

O console de operação está localizado na sala de controle e funciona com uma estação de supervisão e controle das principais variáveis do SCR. Neste o operador pode manobrar barras de controle e segurança, acionar SCRAM, selecionar modo de operação (manual ou automático), ajustar potência nominal, monitorar o período do reator, visualizar os sinais dos canais nucleares e visualizar graficamente os sinais de potência e LOG P.

As barras são movimentadas por meio de mecanismos fisicamente acoplados a um motor síncrono de duas fases. Retirada ou inserção das barras no núcleo depende do sentido de rotação do motor. Os mecanismos de barras são acoplados às placas absorvedoras por meio de magnetos.

A posição da barra de controle é obtida através de um potenciômetro de precisão com 10 voltas. A posição das barras de segurança é obtida por meio de um transmissor síncrono. O ângulo de giro do transmissor gera um sinal proporcional à posição da barra. As barras são movimentadas com velocidade linear no modo manual. A barra de controle no modo automático está condicionada a um redutor de velocidade.

A instrumentação do SCR fornece os sinais necessários para que o operador se oriente e posicione o reator em um estado operacional e crítico. Esta é composta por um canal linear com mudança de escala e um canal de N^{16} .

O canal linear é composto por uma câmara de ionização compensada, dopada com B^{10} , fontes de alimentação e um pico amperímetro de multifaixa linear. O pico amperímetro gera dois sinais, um para a unidade de controle e outro para registro.

O canal N^{16} é usado para medida de potência global do núcleo e usado para regular a potência do reator. Este canal mede a radiação gama liberada da reação $O^{16}(n,\gamma)N^{16}$. Como a ativação de refrigerante é diretamente proporcional a integral espacial do fluxo de nêutrons, torna-se uma medida global indireta da potência do núcleo. Esta medida inclui um atraso para que o refrigerante ativado transite pelo núcleo até o detector (~8,9 segundos) [32].

No modo automático de operação, o controlador de fluxo compara o sinal do canal linear com um sinal de demanda de potência e ajusta a posição da barra de controle em uma direção apropriada para compensar o sinal de erro. O circuito comparador dos sinais usa três fontes de informação: 1) demanda de potência (D%) do potenciômetro de demanda de potência; 2) informação de potência do reator do canal linear de potência; e 3) informação do período do reator do circuito de período. A informação do período automaticamente limita a taxa máxima de mudança em potência para um período pré-definido (30 segundos).

Os SCR e SPR com a instrumentação associada estão ilustrados em diagramas de blocos nas FIG.3 a 6. Por exemplo, na FIG.3 está representada a instrumentação do canal de partida e o módulo de controle. A detecção de nêutrons durante a partida do reator é obtida através de uma câmara de fissão. A eletrônica associada realiza o trabalho de pré-amplificação do sinal. Depois, o sinal pré-amplificado passa por um canal de logaritmo. Em seguida o sinal de logaritmo (LOG P) é gerado para um amplificador de áudio e para um bloco de período. No bloco de período, o sinal LOG P passa por um circuito derivador e em seguida por um circuito inversor, obtendo assim o sinal de período. Por fim, o sinal de período é utilizado num circuito limitador do módulo de controle do servomecanismo da barra de controle. Circuitos para testes e calibração da instrumentação estão conectados. A FIG.4 representa a instrumentação do canal linear. A detecção de nêutrons é obtida através de uma câmara de ionização compensada. Depois, o sinal passa por um pico amperímetro de multifaixa. Em seguida o sinal é utilizado pelo circuito de controle do servomecanismo da barra de controle. Na figura também está ilustrado o circuito do canal de segurança 1. A FIG.5 ilustra dois circuitos redundantes definidos como canais de segurança 2 e 3. A detecção de nêutrons é realizada por câmaras de ionização não compensada. Os canais de segurança estão definidos em uma lógica 2/3. Na figura contém ainda o canal de N^{16} . Finalmente, a FIG.6 ilustra o sistema de proteção e mecanismos de barras de controle e segurança [35].

FIGURA 3 – Diagrama de blocos do canal de partida e módulo de controle

FIGURA 4 – Diagrama de blocos do canal linear e canal de segurança 1

FIGURA 6 – Diagrama de blocos do sistema de proteção e mecanismos de barras

2.1.2 Sistema de proteção do Reator IEA-R1

Os SCR e SPR operam de forma integrada. O SPR atua basicamente no circuito de desligamento (lógica de SCRAM). O SCR opera na mudança de reatividade nos modos manual e automático. A lógica de controle e de proteção faz parte da mesa de controle.

O SPR atua basicamente no circuito de desligamento do reator interrompendo a corrente elétrica que alimenta os magnetos responsáveis pelo acoplamento das barras de controle e segurança aos respectivos mecanismos de movimentação. Para assegurar o desligamento do reator são utilizadas três barras de segurança e uma de controle. Uma vez iniciado o processo de desligamento do reator as quatro barras são liberadas, sendo inseridas, pela ação da gravidade, no interior do núcleo do reator num intervalo de tempo inferior a 1 segundo.

A instrumentação do SPR é constituída por um canal de faixa ampla e três canais de segurança. O canal de faixa ampla, ou *Campbell*, é formado por uma câmara de fissão (com urânio enriquecido no isótopo U^{235}) conectada a eletrônica que permite monitorar o nível de fluxo neutrônico num intervalo de 10 décadas. Usando o sinal proveniente de câmara de fissão, o canal combina um sinal proporcional ao logaritmo da taxa de contagem nas seis primeiras décadas, com um sinal proporcional à flutuação da corrente nas quatro últimas décadas, para permitir a monitoração do fluxo neutrônico no intervalo de dez décadas (LOG P) [35,36].

O canal *Campbell* também permite monitorar o período do reator. Um amplificador log-n produz uma voltagem proporcional ao logaritmo de fluxo de nêutrons. Um circuito derivativo produz uma voltagem proporcional ao inverso do período do reator, que é então amplificado por um amplificador operacional.

Os canais de segurança permitem através de um sinal linear, monitorar a potência do reator. O canal de segurança 1 é composto por um circuito eletrônico acoplado à câmara de fissão, em paralelo com o canal de faixa ampla. Já os canais de segurança 2 e 3 são dois canais totalmente independentes, ligados a detectores do tipo câmara de ionização não compensada com depósito de B^{10} [37].

A FIG.7 ilustra um esquema simplificado de interação operador com o SPR.

FIGURA 7 – Esquema do operador integrado ao sistema de proteção

Fazem parte também da lógica de SCRAM a medida de temperatura na perna quente, a medida de vazão do circuito primário e a indicação do estado de funcionamento das bombas de circulação do primário.

Os limites de segurança e as condições limite de operação do IEA-R1 permitem a operação segura e previne a liberação de radioatividade para indivíduos e meio ambiente. Durante a operação do reator, as condições limite de operação estão relacionadas com a confiabilidade da instrumentação, procedimentos de operação e margens de segurança para que as estruturas e os materiais sejam preservados.

O SPR inclui todos os dispositivos mecânicos e elétricos e os circuitos envolvidos. Os circuitos de proteção são associados com as funções de operação segura e conectados aos sistemas de atuação de segurança.

A lógica de SCRAM é uma malha composta de relés eletromecânicos com contatos normalmente fechados. Assim todo o circuito lógico fica energizado para que o operador realize manobras e sua integração no reator esteja numa faixa segura de operação. Caso alguma lógica de desligamento seja ativada os contatos abrem permitindo o corte de energia elétrica da malha com objetivo de garantir a desenergização dos magnetos.

2.1.3 Sistema de resfriamento do Reator IEA-R1

O SRR compreende o circuito primário e secundário de refrigeração. O circuito primário é responsável pela remoção do calor gerado no núcleo do reator através da circulação de refrigerante. O circuito secundário é responsável pela dissipação de calor retirada do primário para a atmosfera. O SRR utiliza dois modos de operação definidos como A e B.

O circuito primário é constituído por piscina, núcleo do reator, bombas hidráulicas, lado primário dos trocadores de calor e válvulas (ver FIG.8). As válvulas

permitem o ajuste da vazão e seleção do circuito de refrigeração. Os trocadores de calor (TC-A e TC-B) são responsáveis pela transferência de calor para o secundário. As bombas hidráulicas são providas de volantes de inércia de modo a manter resfriamento por tempo suficiente para adequada redução do calor residual de decaimento.

FIGURA 8 – Circuito primário de refrigeração

A função do circuito primário é prover o resfriamento adequado do núcleo do reator assegurando que os critérios de projeto do combustível não sejam excedidos durante qualquer condição normal de operação da planta.

Como ilustrado na FIG.9, o circuito secundário é constituído pelo lado secundário dos trocadores de calor, bombas hidráulicas e duas torres de resfriamento. A sua função é promover a transferência de calor gerado no reator para a atmosfera.

FIGURA 9 – Circuito secundário de refrigeração

O resfriamento do núcleo é feito através da circulação forçada de água no sentido descendente. O calor gerado no núcleo é transferido por trocadores de calor para o circuito secundário com ação de bombas hidráulicas. O acionamento dos ventiladores assegura que a realimentação térmica no circuito de refrigeração seja pequena.

Os painéis contêm interfaces do SPR e informações sobre o estado de operação do reator, leitura das temperaturas, monitor de alarmes, leitura de vazão nos circuitos de refrigeração e painel de comando de bombas e ventiladores.

A instrumentação do SRR é composta de um subsistema de medição de temperatura com 24 termopares, um subsistema de medição de vazão que fornece os sinais de vazão dos circuitos primário e secundário. A medida é feita utilizando placas de orifício do tipo bocal (*flow nozzle*) e transmissor de pressão diferencial.

Na tubulação de saída de refrigerante do núcleo (perna quente), está instalada uma válvula tipo gaveta (HV17). Na tubulação de entrada de refrigerante do núcleo (perna fria), está instalada uma válvula tipo gaveta (HV15). Estas válvulas podem ser acionadas remotamente através do painel auxiliar. As demais válvulas são acionadas manualmente.

A FIG.10 ilustra um esquema simplificado de interação operador com SRR.

FIGURA 10 – Esquema do operador integrado ao sistema de resfriamento

De modo geral, os sistemas de atuação com a função de segurança atuam com o objetivo de permitir operações seguras para as pessoas e o meio ambiente (por exemplo, barras absorvedoras, bombas de circulação, ventiladores e válvulas). Os sistemas de atuação com a função de proteção atuam com o objetivo de evitar operação acima de certos limites de segurança (por exemplo, queda de barras absorvedoras e válvulas de acionamento remoto).

2.2 Operação do Reator IEA-R1

A operação contínua do reator é realizada por equipes de operadores e equipes de proteção radiológica, trabalhando em turnos ininterruptos de revezamento. Cada equipe de operadores de reator é formada por dois operadores de reator e por um operador sênior.

O IEA-R1 possui quatro barras absorvedoras que são acionadas para operar numa condição estável. A estratégia de manobra de barras é condicionada para que não ocorra desligamento do reator por envenenamento de xenônio ou manobras de potências acima da condição nominal.

As barras são intertravadas no modo manual ao serem retiradas do núcleo, sendo acionadas uma a uma. A retirada de barras segue de uma forma segura acionando primeiro a barra de controle em seguida são retiradas barras de segurança.

A operação de um reator de pesquisa consiste em supervisionar as variáveis da planta. As variáveis controladas são de fácil acesso e são visualizadas em um console de controle. As variáveis monitoradas são visualizadas nos sistemas auxiliares e permitem o operador realizar ajustes de controle (ajuste de ΔT , por exemplo).

O secundário opera em conjunto com o circuito primário em função da combinação dos componentes e dos circuitos. No modo de operação 1 é utilizado somente o ramo A, composto pela torre de resfriamento TR-A, pela bomba de circulação B-102A e pelo trocador de calor TC-A. No modo de operação 2 é utilizado somente o ramo B, composto pela torre de resfriamento TR-B, pela bomba de circulação B-102B e pelo trocador de calor TC-B. Além dos modos de operação, é possível a operação do secundário em modos alternativos valendo-se das interligações entre os circuitos.

O IEA-R1 está licenciado para operar na potência máxima de 5MW. Experimentos para a determinação de parâmetros nucleares são realizados a potência menor que 200 kW. Para operações superiores a 200 kW é imprescindível a circulação forçada de água [38].

Os procedimentos de operação seguem uma seqüência lógica para uma operação segura. São eles: 1º) verifica-se todo o sistema de monitoração e controle, 2º) seleciona-se o modo de operação, em seguida bombas hidráulicas e ventiladores são acionados, 3º) aciona-se barras de controle e segurança e coloca o reator no estado crítico, e 4º) por fim, executam-se as etapas para desligar o reator.

2.2.1 Procedimento de ligar bombas hidráulicas

A execução deste procedimento exige a participação no mínimo de dois operadores de reator, um deles na sala de controle e outro na sala de máquinas. O operador de reator 2 (OR2) abre as válvulas VP1 e VP9. O operador de reator 1 (OR1) abre, por meio do comando das botoeiras elétricas, as válvulas de isolamento HV15 e HV17. O OR1 pressiona a botoeira de comando “liga” correspondente a bomba hidráulica desejada. O co-piloto ajusta a vazão do circuito abrindo ou fechando a válvula VP9. O mesmo procedimento é adotado para acionar as bombas hidráulicas do circuito secundário [39-41].

2.2.2 Procedimento de ligar ventiladores

A execução deste procedimento exige a participação no mínimo de dois operadores de reator, o OR1 permanece na sala de controle do reator e o OR2 se desloca para fora do prédio do reator junto às torres de resfriamento. Em seguida o OR2 solicita ao OR1 que ligue um ventilador de cada vez pressionando as botoeiras localizadas no painel de comando do sistema de bombas e ventiladores [42].

2.2.3 Procedimento de ligar e operar o Reator IEA-R1

O operador sênior de reator (SUPERVISOR) avisa o instante do início da operação e autoriza a sequência dos procedimentos de operação [43,44]. O OR1 aciona individualmente os mecanismos de subida das barras REG e SHIM3 e SHIM2 até a posição prevista pelo supervisor. O OR1 aciona o mecanismo da barra SHIM1, até que o reator fique ligeiramente supercrítico. Nesta fase de operação o OR1 deve ficar atento quanto ao período do reator que deve ficar superior a 30 segundos. Ele continua acionando a barra com muita cautela para que o período permaneça acima de 30 segundos e o sistema neutrônico corresponda e atinja um nível potência desejado (normalmente a potência nominal, mas o reator pode operar a qualquer potência). Enquanto que o processo neutrônico esteja respondendo a uma inserção de reatividade positiva, o OR2 ajusta escalas no console de controle. O OR1 aguarda a indicação do canal LOG e do canal linear nas posições pré-estabelecidas observando as indicações dos canais de segurança. Em seguida inicia o processo de tornar o reator supercrítico em crítico inserindo a barra SHIM1. Quando o atinge a criticalidade o OR2 registra o estado do reator. Finalmente o OR1 ajusta a demanda de potência (D%) e coloca o reator no controle automático. Para se obter um fluxo de nêutrons homogêneo o OR1 compensa através do alinhamento de barras. Este procedimento é executado até o xenônio entrar em equilíbrio.

2.2.4 Procedimento de desligar o Reator IEA-R1

A preparação para desligar o reator é realizada pelo operador de reator licenciado. O operador insere as barras e seus mecanismos pressionando simultaneamente as quatro botoeiras localizadas na mesa de controle. Em seguida, desliga a bomba do circuito primário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar. Após isso, desliga a bomba do circuito secundário e os ventiladores das torres pressionando a botoeira localizada também no painel auxiliar. Finalmente fecha as válvulas VP1 e VP9 e desabilita as chaves de comando das bombas dos circuitos primário e secundário [45].

2.3 Treinamento de operadores do Reator IEA-R1

O programa de treinamento para novos operadores consiste de dois cursos: a primeira parte do curso chamado curso de treinamento para operadores de reator consiste de sete módulos de leitura envolvendo parte teórica, quatro períodos de treinamento em sistemas de reator e dois experimentos usando reator e treinamento operacional [13,46].

O treinamento operacional consiste de um mínimo de 200 horas de operação do reator envolvendo manipulação de sistema de controle até variar a potência do reator. O candidato trabalha com um operador sênior sob treinamento. O curso de treinamento é intensivo, com três aulas semanais de carga horária de 4 horas e dois dias para estudo, elaboração de relatórios e obtenção de experiência operacional.

A licença de operador de reator nuclear é obrigatória para o exercício das atividades de operador ou de operador sênior conforme Norma CNEN-NE-1.01 [47]. O candidato à licença de operador ou de operador sênior para um determinado reator, de potência, de pesquisa ou de teste, deve possuir:

- a) Certificados dos cursos constantes de programa de treinamento de operadores, aprovados pela Comissão Nacional Energia Nuclear, relativos a reatores em geral e ao reator específico para o qual se destina o candidato; e
- b) Experiência técnica nuclear mínima de um ano, com seis meses, no mínimo, em atividade na unidade cujo reator é especificado na licença requerida, e os meses restantes em participação nos cursos mencionados no item a, ou em treinamento em simulador, equivalente a três vezes o tempo real gasto no simulador.

A licença de operador ou de operador sênior tem a validade de dois anos, contados a partir da data da emissão podendo haver sucessivas renovações.

Finalmente, o uso de simulador no curso de treinamento de operadores do IEA-R1 visa auxiliar no processo de aprendizado e consolidar os conhecimentos adquiridos em sala de aula.

3 MODELAGEM MATEMÁTICA

A metodologia usada na modelagem e simulação do reator foi realizada com base em outras metodologias adotadas na implementação de simuladores [6-10,19]. A FIG.11 ilustra a metodologia usada para construção dos modelos de simulação.

FIGURA 11 – Metodologia para construção dos modelos de simulação

Não foi realizada validação ou verificação dos modelos matemáticos, pois foi adotada como premissa a implementação de modelos simples cuja resposta qualitativa representa a dinâmica operacional do IEA-R1. Assumiu-se que o relógio do PC representa o tempo real de operação. Os fenômenos físicos (neutrônico, térmico e hidráulico) para cada componente do reator foram modelados através de equações diferenciais de primeira ordem [48]. A solução numérica foi feita através do método de discretização por diferenças finitas e ajustada aos dados de projeto do IEA-R1 (ver TAB. 4 do APÊNDICE II). A solução numérica no tempo foi obtida pelo método *Runge-Kutta* de 4ª ordem (ver APÊNDICE I). A codificação da modelagem matemática foi feita usando o *Standard C++* (ISO C++ e ANSI C++) e a biblioteca MFC. Os resultados das simulações para operação normal, algumas operações anormais e manobras de potência estão no CAPÍTULO 5.

3.1 Modelo do reator

As autofunções da equação característica de um reator nuclear aparecem como distribuições de nêutrons e podem ser decompostas em termos de tempo e de espaço [33]. O modelo de cinética pontual é uma representação aproximada em tempo e ponderada em espaço da população de nêutrons no reator. O sistema de equações da cinética pontual é:

$$\frac{dP}{dt} = \left(\frac{\rho(t) - \bar{\beta}_{\text{eff}}}{\Lambda} \right) P(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S(t) \quad (1)$$

e

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\bar{\beta}_i}{\Lambda} P(t) - \lambda_i C_i(t), \quad (i = 1, 2, \dots, 6). \quad (2)$$

As equações acima são acopladas em tempo e descreve ambos a dependência tempo da potência gerada no reator e o decaimento dos precursores de nêutrons atrasados. É interessante observar também que os valores β e Λ são ponderados no núcleo do reator. Para reatores pequenos, esses valores são da ordem de 20%-30% maiores que os valores físicos [33]. O somatório define a contribuição de 6 grupos de precursores de nêutrons atrasados. A fonte externa de nêutrons $S(t)$ foi definida com o objetivo de dar partida no reator. A potência $P(t)$ representa uma condição normalizada cuja relação com a potência nominal P_N do reator é dada por $P(t) = P_O(t)/P_N$. O calor de decaimento dos grupos precursores foi considerado desprezível.

Dados da configuração 219 do IEA-R1 (configuração 219, relatório interno) foram ajustados aos modelos matemáticos. Dados dos isótopos U^{235} , I^{135} , Xe^{135} , Pm^{149} , Sm^{149} , O^{16} e N^{16} (por exemplo, seção de choque, constante de decaimento, etc.) foram usados da Referência [34] (ver TAB. 4 do APÊNDICE II).

Segundo *Lamarsh*[34], as expressões para seção de choque microscópica de absorção de I^{135} , Xe^{135} , Sm^{149} , O^{16} e U^{235} , e de fissão do U^{235} média térmica podem ser definidas como uma ponderação média em energia dos nêutrons na região térmica,

$$\bar{\sigma}_{aXe^{135}} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} F_{wa,Xe^{135}} \left(\frac{T_0}{T_{cb}} \right)^{1/2} \sigma_{aXe^{135}}(E_0), \quad (3)$$

$$\bar{\sigma}_{aSm^{149}} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} F_{wa,Sm^{149}} \left(\frac{T_0}{T_{cb}} \right)^{1/2} \sigma_{aSm^{149}}(E_0), \quad (4)$$

$$\bar{\sigma}_{aO^{16}} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} F_{wa,O^{16}} \left(\frac{T_0}{\bar{T}_{ce}} \right)^{1/2} \sigma_{aO^{16}}(E_0), \quad (5)$$

$$\bar{\sigma}_{aU^{235}} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} F_{wa,U^{235}} \left(\frac{T_0}{\bar{T}_{cb}} \right)^{1/2} \sigma_{aU^{235}}(E_0), \quad (6)$$

e

$$\bar{\sigma}_{fU^{235}} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} F_{wf,U^{235}} \left(\frac{T_0}{\bar{T}_{cb}} \right)^{1/2} \sigma_{fU^{235}}(E_0). \quad (7)$$

A potência em função do fluxo de nêutrons em um reator de volume V pode ser representada como uma distribuição de fluxo de nêutrons integrada no núcleo do reator térmico (ponderado no espaço) [34],

$$P_O = w \bar{\sigma}_{fU^{235}} N_{U^{235}} \bar{\phi}_T V. \quad (8)$$

Assim o fluxo médio de nêutrons térmicos pode ser determinado admitindo a densidade média de potência na condição nominal de operação (configuração 219) dada por P_N/V da seguinte maneira:

$$\bar{\phi}_T = \frac{P(t)P_N}{w \bar{\sigma}_{fU^{235}} N_{U^{235}} V}. \quad (9)$$

A reatividade do reator é definida como uma soma de efeitos internos e externos ao núcleo do reator da seguinte maneira:

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_{BS1}(x_{BS1}) + \rho_{BS2}(x_{BS2}) + \rho_{BS3}(x_{BS3}) + \rho_{BC}(x_{BC}) + \rho_{Xe^{135}}(t) + \rho_{Sm^{149}}(t) + \alpha_{TM} \bar{\Delta T}_M + \alpha_{TC} \bar{\Delta T}_C. \quad (10)$$

As condições de estabilidade do reator são: $\rho(t) > 0$ o reator está supercrítico, $\rho(t) < 0$ o reator está subcrítico e $\rho(t) = 0$ o reator está crítico.

O excesso de reatividade do reator é representado pelos termos de reatividade do núcleo a frio e efeitos de temperatura e concentração. As barras de controle e de segurança são constituídas por material absorvedor (Ag-In-Cd, para reatores térmicos). O

coeficiente de temperatura do combustível é definido pela influência térmica no alargamento dos picos de ressonância do espectro de nêutrons (Efeito *Doppler*).

A reatividade do núcleo a frio é obtida da seguinte expressão:

$$\rho_0 = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}. \quad (11)$$

Para uma mudança de configuração do núcleo do IEA-R1, o k_{eff} é calculado considerando o núcleo a frio e sem barras. É bom lembrar que não são todos os elementos combustíveis do IEA-R1 que são remanejados permanecendo combustíveis parcialmente queimados. Não foi admitido o cálculo da vida útil do reator. Portanto durante a operação do reator o combustível não é consumido, permanecendo constante desde o início da simulação.

Efeitos de reatividade externa no reator IEA-R1 são possíveis somente com a retirada ou inserção de barras. O IEA-R1 possui dois tipos de controle de reatividade:

- SCRAM: o sistema de controle do reator deve ser capaz de desligar o reator sob algumas condições de operação.
- Regulação de potência: certos elementos de controle são projetados para compensar pequenos transientes de reatividade causados por mudanças em temperatura do núcleo e para manobras do nível de potência.

A FIG.12 mostra as curvas de calibração das barras de controle e segurança do IEA-R1 na condição do núcleo da configuração 219.

FIGURA 12 – Curvas de calibração das barras do Reator IEA-R1

Foram realizados ajuste de curvas de calibração das barras de controle e segurança do IEA-R1 pelo método dos mínimos quadrados. Efeitos de sombreamento não foram considerados. As curvas obtidas foram:

$$\rho_{BS1}(x_{BS1}) = -1,2026 \times 10^{-5} x_{BS1}^3 + 0,016797 x_{BS1}^2 - 1,0188 x_{BS1} - 12,085, \quad (12)$$

$$\rho_{BS2}(x_{BS2}) = -1,103 \times 10^{-5} x_{BS2}^3 + 0,015356 x_{BS2}^2 - 0,74134 x_{BS2} - 21,123, \quad (13)$$

$$\rho_{BS3}(x_{BS3}) = -1,1938 \times 10^{-5} x_{BS3}^3 + 0,016425 x_{BS3}^2 - 0,86959 x_{BS3} - 2,9402 \quad (14)$$

e

$$\rho_{BC}(x_{BC}) = -1,1105 \times 10^{-5} x_{BC}^3 + 0,016779 x_{BC}^2 - 2,0686 x_{BC} + 45,908. \quad (15)$$

As seguintes condições de contorno foram consideradas:

$$\rho_{BS1}(x_{BS1} \leq 0) = 0, \quad \rho_{BS1}(x_{BS1} \geq 1000) = 3948,34,$$

$$\rho_{BS2}(x_{BS2} \leq 0) = 0, \quad \rho_{BS2}(x_{BS2} \geq 1000) = 3713,02,$$

$$\rho_{BS3}(x_{BS3} \leq 0) = 0, \quad \rho_{BS3}(x_{BS3} \geq 1000) = 3838,42,$$

$$\rho_{BC}(x_{BC} \leq 0) = 0 \text{ e } \rho_{BC}(x_{BC} \geq 1000) = 3750,72.$$

Os efeitos de realimentação devido ao Xe^{135} e ao Sm^{149} segundo *Lamarsh* podem ser obtidos com boa aproximação por [34]:

$$\rho_{\text{Xe}^{135}}(t) = -\frac{\bar{\sigma}_{\text{aXe}^{135}} N_{\text{Xe}^{135}}}{v \bar{\sigma}_{\text{fU}^{235}} N_{\text{U}^{235}}} \quad (16)$$

e

$$\rho_{\text{Sm}^{149}}(t) = -\frac{\bar{\sigma}_{\text{aSm}^{149}} N_{\text{Sm}^{149}}}{v \bar{\sigma}_{\text{fU}^{235}} N_{\text{U}^{235}}} . \quad (17)$$

As equações que regem a produção de Xe^{135} são:

$$\frac{dN_{\text{I}^{135}}}{dt} = \gamma_{\text{I}^{135}} \bar{\sigma}_{\text{fU}^{235}} N_{\text{U}^{235}} \bar{\phi}_T - \lambda_{\text{I}^{135}} N_{\text{I}^{135}} \quad (18)$$

e

$$\frac{dN_{\text{Xe}^{135}}}{dt} = \lambda_{\text{I}^{135}} N_{\text{I}^{135}} + \gamma_{\text{Xe}^{135}} \bar{\sigma}_{\text{fU}^{235}} N_{\text{U}^{235}} \bar{\phi}_T - (\lambda_{\text{Xe}^{135}} + \bar{\sigma}_{\text{aXe}^{135}} \bar{\phi}_T) N_{\text{Xe}^{135}} . \quad (19)$$

As equações que regem a produção do Sm^{149} são:

$$\frac{dN_{\text{Pm}^{149}}}{dt} = \gamma_{\text{Pm}^{149}} \bar{\sigma}_{\text{fU}^{235}} N_{\text{U}^{235}} \bar{\phi}_T - \lambda_{\text{Pm}^{149}} N_{\text{Pm}^{149}} \quad (20)$$

e

$$\frac{dN_{\text{Sm}^{148}}}{dt} = \lambda_{\text{Pm}^{149}} N_{\text{Pm}^{149}} - \bar{\sigma}_{\text{aSm}^{149}} \bar{\phi}_T N_{\text{Sm}^{149}} . \quad (21)$$

A concentração de água com o núcleo a frio é $N_{\text{H}_2\text{O}} = \Sigma_{\text{aH}_2\text{O}}(E_0)/\sigma_{\text{aH}_2\text{O}}(E_0)$. A equação que rege a produção de N^{16} é:

$$\frac{dN_{\text{N}^{16}}}{dt} = \bar{\sigma}_{\text{aN}^{16}} N_{\text{H}_2\text{O}} \bar{\phi}_T - \lambda_{\text{N}^{16}} N_{\text{N}^{16}} . \quad (22)$$

A concentração combustível U^{235} é determinada por:

$$\frac{dN_{U^{235}}}{dt} = -N_{U^{235}} \bar{\sigma}_{aU^{235}} \bar{\phi}_T. \quad (23)$$

A forma discreta da Eq.1 e 2 foi obtida pela técnica de diferenças finitas da seguinte maneira:

$$\frac{P^{j+1} - P^j}{\Delta t} = \left(\frac{\rho(t) - \bar{\beta}_{\text{eff}}}{\Lambda} \right) P^j + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i^j + S \quad (24)$$

e

$$\frac{C_i^{j+1} - C_i^j}{\Delta t} = \frac{\bar{\beta}_i}{\Lambda} P^j - \lambda_i C_i^j, \quad (i = 1, 2, \dots, 6). \quad (25)$$

O índice j é utilizado para denotar a dependência do tempo de P e C_i, e a derivada em relação ao tempo é representada em termos das diferenças nas potências e concentrações de nêutrons precursores associadas com o tempo futuro (j+1) e o tempo anterior (j).

Da mesma maneira, a forma discreta das Eq.18 e 19 é:

$$\frac{N_{I^{135}}^{j+1} - N_{I^{135}}^j}{\Delta t} = \gamma_{I^{135}} \bar{\sigma}_{fU^{235}} N_{U^{235}}^j \bar{\phi}_T - \lambda_{I^{135}} N_{I^{135}}^j \quad (26)$$

e

$$\frac{N_{Xe^{135}}^{j+1} - N_{Xe^{135}}^j}{\Delta t} = \lambda_{I^{135}} N_{I^{135}}^j + \gamma_{Xe^{135}} \bar{\sigma}_{fU^{235}} N_{U^{235}}^j \bar{\phi}_T - (\lambda_{Xe^{135}} + \bar{\sigma}_{aXe^{135}} \bar{\phi}_T) N_{Xe^{135}}^j. \quad (27)$$

Da mesma maneira, a forma discreta das Eq.20 e 21 é:

$$\frac{N_{Pm^{149}}^{j+1} - N_{Pm^{149}}^j}{\Delta t} = \gamma_{Pm^{149}} \bar{\sigma}_{fU^{235}} N_{U^{235}}^j \bar{\phi}_T - \lambda_{Pm^{149}} N_{Pm^{149}}^j \quad (28)$$

e

$$\frac{N_{Sm^{149}}^{j+1} - N_{Sm^{149}}^j}{\Delta t} = \lambda_{Pm^{149}} N_{Pm^{149}}^j - \bar{\sigma}_{aSm^{149}} \bar{\phi}_T N_{Sm^{149}}^j. \quad (29)$$

Na forma discreta da Eq.22 foi assumido um atraso de 8,9 segundos da seguinte maneira:

$$\frac{N_{N^{16}}^{j+1} - N_{N^{16}}^j}{\Delta t - 8,9} = \bar{\sigma}_{aO^{16}} N_{H_2O} \bar{\phi}_T - \lambda_{N^{16}} N_{N^{16}}^j . \quad (30)$$

A forma discreta da Eq. 23.

$$\frac{N_{U^{235}}^{j+1} - N_{U^{235}}^j}{\Delta t} = -N_{U^{235}}^j \bar{\sigma}_{aU^{235}} \bar{\phi}_T . \quad (31)$$

Foi admitido inicialmente um estado estacionário de reator desligado. As seguintes condições iniciais ($j=0$) do reator são: $P^0 = 0$, $C_i^0 = 0$ ($i=1,2,...,6$) e $S = 10^{-5}$. Assumiu-se um valor de fonte de nêutrons pequeno para simular a partida do reator. As concentrações iniciais dos isótopos são: $N_{I^{135}}^0 = 0$, $N_{Xe^{135}}^0 = 0$, $N_{Pm^{149}}^0 = 0$, $N_{Sm^{149}}^0 = 0$, $N_{N^{16}}^0 = 0$ e $N_{U^{235}}^0 = \varepsilon \delta_{U^{235}} A_0 / P_{A,U^{235}}$. Assumiu-se que na condição inicial de núcleo todos os produtos de fissão decaíram totalmente (núcleo “limpo”).

Para o modelo térmico e hidráulico do núcleo, admitiu-se somente meia placa combustível equivalente com escoamento monofásico em meio canal. A configuração 219 possui 20 elementos combustíveis padrão e 4 elementos combustíveis de controle com 18 placas e 12 placas respectivamente.

A fonte de calor foi calculada a partir da potência axial gerada no canal médio. A FIG.13 mostra a distribuição de potência axial no canal médio na condição nominal de operação de 3,5MW (configuração 219, relatório interno).

FIGURA 13 – Potência axial normalizada

A FIG.14 ilustra o esquema de meia placa combustível. Foram consideradas transferências de calor por condução no combustível e no revestimento e por convecção. As propriedades térmicas e físicas dos materiais foram admitidas como valores médios.

FIGURA 14 – Esquema típico de combustível tipo placa

A FIG.14.a ilustra um esquema típico de transferência de calor em meia placa plana. Admitiu-se transferência de calor por convecção forçada de refrigerante e por condução através da placa. Segundo *Incropera*, o circuito térmico equivalente para

transferência de calor unidimensional (direção x) na placa plana composta pode ser obtido em termos de resistências térmicas [49]. As resistências térmicas para condução e convecção estão em série e foram definidas por:

$$R_{t,cb} = \frac{x_{cb}}{k_{UO_2} A}, \quad (32)$$

$$R_{t,rv} = \frac{x_{rv}}{2k_{Al} A} \quad (33)$$

e

$$R_{t,ce} = \frac{1}{h_{ce} A}. \quad (34)$$

O coeficiente global de transferência de calor, U, é definido por:

$$U = \frac{1}{(R_{t,cb} + R_{t,rv} + R_{t,ce})A} = \frac{1}{(x_{cb}/k_{UO_2}) + (x_{rv}/2k_{Al}) + (1/h_{ce})}. \quad (35)$$

Assim é possível definir a taxa de transferência de calor unidimensional (direção x) pela placa combustível da seguinte maneira:

$$q = UA(T_{cb} - T_{ce}). \quad (36)$$

Considerando escoamento de fluido monofásico no canal, a calor transferido pela área $A = y_{pc} \times z_{pc}$ da placa combustível para fluido é:

$$q = \delta_{H_2O} Q_{ce} c_{p,H_2O} (T_{ce,S} - T_{ce,E}). \quad (37)$$

A vazão no canal de escoamento foi calculada como a razão entre a vazão de operação do circuito primário e o número de placas combustíveis [37],

$$Q_{ce} = \frac{Q_{pr}}{n_{pc} - 1}. \quad (38)$$

Assumiu-se que o escoamento no regime laminar é praticamente desprezível (ver modelo de bombas hidráulicas). Para escoamento do fluido no regime turbulento foi considerado correlação de *Dittus-Boelter* para o aquecimento,

$$h_{ce} = 0,0243 \frac{Re_{ce}^{0,8} Pr^{0,4} k_{H_2O}}{D_{h,ce}}. \quad (39)$$

O diâmetro hidráulico para meio canal é uma relação entre $A_{E,ce} = y_{pc} \times x_{ce}$ e $P_{M,ce} = 2y_{pc} + 2x_{ce}$,

$$D_{h,ce} = 4 \frac{A_{E,ce}}{P_{M,ce}}. \quad (40)$$

Os números Re e Pr são expressos por:

$$Re_{ce} = \frac{Q_{ce} \delta_{H_2O} D_{h,ce}}{A_{E,ce} \mu_{H_2O}} \quad (41)$$

e

$$Pr = \frac{c_{p,H_2O} \mu_{H_2O}}{k_{H_2O}}. \quad (42)$$

A FIG.14.b representa a malha de nós para meia placa combustível. Foram definidos nós que representam a região de entrada E e de saída S de fluido no canal de escoamento. Foram definidos também nós na placa combustível e no canal de escoamento espaçado de: $z_{pc}^i = 0,1$, $z_{pc}^{ii} = 0,1$, $z_{pc}^{iii} = 0,2$ e $z_{pc}^{iv} = 0,2$. As áreas correspondentes são:

$$A_1 = y_{pc} (2z_{pc}^i + z_{pc}^{ii})/2, \quad A_2 = y_{pc} (z_{pc}^{ii} + z_{pc}^{iii})/2, \quad A_3 = y_{pc} (z_{pc}^{iii} + z_{pc}^{iv})/2.$$

As capacitâncias térmicas no modelo de diferenças finitas definem a energia térmica armazenada no volume finito, $V_{ce,i} = x_{ce} A_i$, $V_{rv,i} = x_{rv} A_i$ e $V_{cb,i} = x_{cb} A_i$ ($i=1,2,3$), são definidas respectivamente para o canal de escoamento e para placa,

$$\Gamma_{ce,i} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} V_{ce,i}, \quad (43)$$

$$\Gamma_{rv,i} = \delta_{Al} c_{p,Al} V_{rv,i} \quad (44)$$

e

$$\Gamma_{cb,i} = \delta_{UO_2} c_{p,UO_2} V_{cb,i} . \quad (45)$$

As condutâncias térmicas definidas são:

$$G_{ce} = \delta_{H_2O} Q_{ce} c_{p,H_2O} , \quad (46)$$

$$G_{rv \leftrightarrow ce,i} = \frac{2A_i h_{ce} k_{Al}}{2k_{Al} + h_{ce} x_{rv}} \quad (47)$$

e

$$G_{cb \leftrightarrow rv,i} = \frac{2A_i k_{Al} k_{UO_2}}{2k_{Al} x_{cb} + k_{UO_2} x_{rv}} \quad (i = 1,2,3) . \quad (48)$$

As densidades de potência para o canal médio foram obtidas da FIG. 13. Os fatores de pico admitidos foram: $F_{p,1}(0,1) = 0,4251$, $F_{p,2}(0,2) = 0,7215$ e $F_{p,3}(0,4) = 1,5515$. Admitiu-se ainda a simetria de placa plana. Desta forma a fonte de calor pode ser calculada da seguinte maneira:

$$q_i = \frac{F_{p,i} P_O}{2n_{pc}} \quad (i = 1,2,3) . \quad (49)$$

O conjunto de equações que representa em diferenças finitas as temperaturas na malha de nós da FIG.14.b é:

$$\Gamma_{ce,1} \frac{T_{ce,1}^{j+1} - T_{ce,1}^j}{\Delta t} = G_{ce} (T_{ce,E} - T_{ce,1}^j) + G_{rv \leftrightarrow ce,1} (T_{rv,1}^j - T_{ce,1}^j), \quad (50)$$

$$\Gamma_{ce,2} \frac{T_{ce,2}^{j+1} - T_{ce,2}^j}{\Delta t} = G_{ce} (T_{ce,1}^j - T_{ce,2}^j) + G_{rv \leftrightarrow ce,2} (T_{rv,2}^j - T_{ce,2}^j), \quad (51)$$

$$\Gamma_{ce,3} \frac{T_{ce,3}^{j+1} - T_{ce,3}^j}{\Delta t} = G_{ce} (T_{ce,2}^j - T_{ce,3}^j) + G_{rv \leftrightarrow ce,3} (T_{rv,3}^j - T_{ce,3}^j), \quad (52)$$

$$\Gamma_{ce,S} \frac{T_{ce,S}^{j+1} - T_{ce,S}^j}{\Delta t} = G_{ce} (T_{ce,3} - T_{ce,S}^j), \quad (53)$$

$$\Gamma_{rv,1} \frac{T_{rv,1}^{j+1} - T_{rv,1}^j}{\Delta t} = G_{rv \leftrightarrow ce,1} (T_{ce,1}^j - T_{rv,1}^j) G_{cb \leftrightarrow rv,1} (T_{cb,1}^j - T_{rv,1}^j), \quad (54)$$

$$\Gamma_{rv,2} \frac{T_{rv,2}^{j+1} - T_{rv,2}^j}{\Delta t} = G_{rv \leftrightarrow ce,2} (T_{ce,2}^j - T_{rv,2}^j) G_{cb \leftrightarrow rv,2} (T_{cb,2}^j - T_{rv,2}^j), \quad (55)$$

$$\Gamma_{rv,3} \frac{T_{rv,3}^{j+1} - T_{rv,3}^j}{\Delta t} = G_{rv \leftrightarrow ce,3} (T_{ce,3}^j - T_{rv,3}^j) G_{cb \leftrightarrow rv,3} (T_{cb,3}^j - T_{rv,3}^j), \quad (56)$$

$$\Gamma_{cb,1} \frac{T_{cb,1}^{j+1} - T_{cb,1}^j}{\Delta t} = G_{cb \leftrightarrow rv,1} (T_{rv,1}^j - T_{cb,1}^j) + q_1, \quad (57)$$

$$\Gamma_{cb,2} \frac{T_{cb,2}^{j+1} - T_{cb,2}^j}{\Delta t} = G_{cb \leftrightarrow rv,2} (T_{rv,2}^j - T_{cb,2}^j) + q_2 \quad (58)$$

e

$$\Gamma_{cb,3} \frac{T_{cb,3}^{j+1} - T_{cb,3}^j}{\Delta t} = G_{cb \leftrightarrow rv,3} (T_{rv,3}^j - T_{cb,3}^j) + q_3. \quad (59)$$

As diferenças de temperatura média no combustível e no moderador da Eq.10, foram calculados da seguinte maneira:

$$\overline{\Delta T_M} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 (T_{ce,i}^{j+1} - T_{ce,i}^j) \quad (60)$$

e

$$\overline{\Delta T_C} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 (T_{cb,i}^{j+1} - T_{cb,i}^j). \quad (61)$$

Assumiu-se temperatura de entrada do núcleo constante devido à alta capacitância térmica da piscina. As condições iniciais para o modelo térmico e hidráulico do núcleo são:

$$Q_{ce} = 0,$$

$$T_{ce,E} = T_{ce,S}^0 = 273,16 + 20,$$

$$T_{ce,1}^0 = T_{ce,2}^0 = T_{ce,3}^0 = 273,16 + 20, \text{ e}$$

$$T_{pc,1}^0 = T_{pc,2}^0 = T_{pc,3}^0 = 273,16 + 20.$$

3.2 Modelo do trocador de calor

No TC-A a água do primário passa pelo lado interno dos tubos. No TC-B a água do primário passa pelo lado do casco [32]. Foram assumidos trocadores de calor cilíndricos do tipo casco-tubo em contracorrente. A FIG.15 ilustra um esquema típico de um trocador de calor.

FIGURA 15 – Esquema típico de um trocador de calor em contracorrente

Assumiu-se resistência térmica de condução na espessura do tubo desprezível. As resistências térmicas para convecção estão em série e foram definidas por:

$$R_{t,cs} = \frac{1}{h_{cs}A} \quad (62)$$

e

$$R_{t,tb} = \frac{1}{h_{tb}A}. \quad (63)$$

O coeficiente global de transferência de calor, U , entre o tubo e o casco é definido por:

$$U = \frac{1}{(R_{t,cs} + R_{t,tb})A} = \frac{1}{(1/h_{cs}) + (1/h_{tb})}. \quad (64)$$

Assim é possível definir a taxa de transferência de calor unidimensional (direção r) entre casco e tubo da seguinte maneira:

$$q = UA(T_{cs} - T_{tb}). \quad (65)$$

Considerando escoamento de fluido monofásico no casco e no tubo, as taxas de transferência de calor entre os fluidos quentes e frios pelas áreas de troca de calor $A_{TCA} = 2\pi n_{tb,TCA} r_{tb,TCA} x_{tb,TCA}$ e $A_{TCB} = 2\pi n_{tb,TCB} r_{tb,TCB} x_{tb,TCB}$, para lado do tubo do TCA, lado do casco do TCA, lado do casco do TCB e lado do tubo do TCB, são respectivamente:

$$q = \delta_{H_2O} Q'_{B101A} c_{p,H_2O} (T_{tb,E} - T_{tb,S}), \quad (66)$$

$$q = \delta_{H_2O} Q'_{B102A} c_{p,H_2O} (T_{cs,E} - T_{cs,S}), \quad (67)$$

$$q = \delta_{H_2O} Q'_{B101B} c_{p,H_2O} (T_{cs,E} - T_{cs,S}) \quad (68)$$

e

$$q = \delta_{H_2O} Q'_{B102B} c_{p,H_2O} (T_{tb,E} - T_{tb,S}). \quad (69)$$

A vazão no TCA foi calculada como a razão entre a vazão de operação das bombas hidráulicas B101A e B102A (ver modelo de bombas hidráulicas em Modelo do Sistema de Resfriamento) e o número de tubos do TCA [37],

$$Q'_{B101A} = \frac{Q_{B101A}}{n_{tb,TCA}} \quad (70)$$

e

$$Q'_{B102A} = \frac{Q_{B102A}}{n_{tb,TCA}}. \quad (71)$$

A vazão no TCB foi calculada como a razão entre a vazão de operação das bombas hidráulicas B101B e B102B e o número de tubos do TCB [37],

$$Q'_{B101B} = \frac{Q_{B101B}}{n_{tb,TCB}} \quad (72)$$

e

$$Q'_{B102B} = \frac{Q_{B102B}}{n_{tb,TCB}}. \quad (73)$$

Foram consideradas as correlações de *Dittus-Boelter* para aquecimento (Eq.74 e 76) do lado do secundário e para resfriamento (Eq.75 e 77) do lado primário [49]. As correlações usadas em TCA foram:

$$h_{tb} = 0,0243 \frac{Re_{tb}^{0,8} Pr^{0,4} k_{H_2O}}{D_{h,tb}} \quad (74)$$

e

$$h_{cs} = 0,0265 \frac{Re_{cs}^{0,8} Pr^{0,3} k_{H_2O}}{D_{h,cs}} . \quad (75)$$

As correlações usadas em TCB foram:

$$h_{cs} = 0,0243 \frac{Re_{cs}^{0,8} Pr^{0,4} k_{H_2O}}{D_{h,cs}} \quad (76)$$

e

$$h_{tb} = 0,0265 \frac{Re_{tb}^{0,8} Pr^{0,3} k_{H_2O}}{D_{h,tb}} . \quad (77)$$

O diâmetro hidráulico do casco dos TCA e TCB é uma relação entre $A_{E,cs} = \pi(r_{cs}^2 - r_{tb}^2)$ e $P_{M,cs} = 2\pi(r_{cs} + r_{tb})$, onde r_{cs} é uma relação entre o raio do casco com o número de tubos, e é definido por:

$$D_{h,cs} = 4 \frac{A_{E,cs}}{P_{M,cs}} . \quad (78)$$

O diâmetro hidráulico do tubo dos TCA e TCB é uma relação entre $A_{E,tb} = \pi r_{tb}^2$ e $P_{M,tb} = 2\pi r_{tb}$,

$$D_{h,tb} = 4 \frac{A_{E,tb}}{P_{M,tb}} . \quad (79)$$

Os números Re e Pr no TCA são expressos por:

$$Re_{tb} = \frac{Q'_{BI01A} \delta_{H_2O} D_{h,tb}}{A_{E,tb} \mu_{H_2O}}, \quad (80)$$

$$Re_{cs} = \frac{Q'_{BI02A} \delta_{H_2O} D_{h,cs}}{A_{E,cs} \mu_{H_2O}} \quad (81)$$

e

$$Pr = \frac{c_{p,H_2O} \mu_{H_2O}}{k_{H_2O}}. \quad (82)$$

Os números Re e Pr no TCB são expressos por:

$$Re_{cs} = \frac{Q'_{BI01B} \delta_{H_2O} D_{h,cs}}{A_{E,cs} \mu_{H_2O}}, \quad (83)$$

$$Re_{tb} = \frac{Q'_{BI02B} \delta_{H_2O} D_{h,tb}}{A_{E,tb} \mu_{H_2O}} \quad (84)$$

e

$$Pr = \frac{c_{p,H_2O} \mu_{H_2O}}{k_{H_2O}}. \quad (85)$$

A FIG.15.b representa a malha de nós para trocador de calor em contracorrente cilíndrico. Foram definidos nós que representam a região de entrada E e de saída S de fluido no lado do casco e do tubo. Foram definidos também nós no casco e no tubo igualmente espaçados para TCA e TCB. As áreas de transferência de calor de cada nó em TCA resultam em: $A_{TCA,1} = A_{TCA,2} = A_{TCA,3} = A_{TCA,4}$. As áreas de transferência de calor de cada nó em TCB resultam em: $A_{TCB,1} = A_{TCB,2} = A_{TCB,3} = A_{TCB,4}$.

As capacitâncias térmicas no modelo de diferenças finitas definem a energia térmica armazenada no volume finito do tubo nos TCA e TCB, $V_{tb,i} = n_{tb} x_{tb,i} A_{E,tb}$ ($i=1,2,3,4$) e do casco dos TCA e TCB, $V_{cs,i} = n_{tb} x_{tb,i} A_{E,cs}$ ($i=1,2,3,4$), são:

$$\Gamma_{tb,i} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} V_{tb,i} \quad (86)$$

e

$$\Gamma_{cs,i} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} V_{cs,i} . \quad (87)$$

As condutâncias térmicas definidas para TCA são:

$$G_{tb} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} Q'_{B101A} , \quad (88)$$

$$G_{cs} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} Q'_{B102A} \quad (89)$$

e

$$G_{TC} = A_{TCA} \frac{h_{cs} h_{tb}}{h_{cs} + h_{tb}} . \quad (90)$$

As condutâncias térmicas definidas para TCB são:

$$G_{tb} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} Q'_{B102B} , \quad (91)$$

$$G_{cs} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} Q'_{B101B} \quad (92)$$

e

$$G_{TC} = A_{TCB} \frac{h_{cs} h_{tb}}{h_{cs} + h_{tb}} . \quad (93)$$

O conjunto de equações que representa em diferenças finitas as temperaturas na malha de nós da FIG.15.b é equivalente para os TCA e TCB. As equações do casco são:

$$\Gamma_{cs,1} \frac{T_{cs,1}^{j+1} - T_{cs,1}^j}{\Delta t} = G_{cs} (T_{cs,E} - T_{cs,1}^j) + G_{TC} (T_{tb,4}^j - T_{cs,1}^j), \quad (94)$$

$$\Gamma_{cs,2} \frac{T_{cs,2}^{j+1} - T_{cs,2}^j}{\Delta t} = G_{cs} (T_{cs,1}^j - T_{cs,2}^j) + G_{TC} (T_{tb,3}^j - T_{cs,2}^j), \quad (95)$$

$$\Gamma_{cs,3} \frac{T_{cs,3}^{j+1} - T_{cs,3}^j}{\Delta t} = G_{cs} (T_{cs,2}^j - T_{cs,3}^j) + G_{TC} (T_{tb,2}^j - T_{cs,3}^j), \quad (96)$$

$$\Gamma_{cs,4} \frac{T_{cs,4}^{j+1} - T_{cs,4}^j}{\Delta t} = G_{cs} (T_{cs,3}^j - T_{cs,4}^j) + G_{TC} (T_{tb,1}^j - T_{cs,4}^j) \quad (97)$$

e

$$\Gamma_{cs,S} \frac{T_{cs,S}^{j+1} - T_{cs,S}^j}{\Delta t} = G_{cs} (T_{cs,4}^j - T_{cs,S}^j). \quad (98)$$

As equações do tubo são:

$$\Gamma_{tb,1} \frac{T_{tb,1}^{j+1} - T_{tb,1}^j}{\Delta t} = G_{tb} (T_{tb,E} - T_{tb,1}^j) + G_{TC} (T_{cs,4}^j - T_{tb,1}^j), \quad (99)$$

$$\Gamma_{tb,2} \frac{T_{tb,2}^{j+1} - T_{tb,2}^j}{\Delta t} = G_{tb} (T_{tb,1}^j - T_{tb,2}^j) + G_{TC} (T_{cs,3}^j - T_{tb,2}^j), \quad (100)$$

$$\Gamma_{tb,3} \frac{T_{tb,3}^{j+1} - T_{tb,3}^j}{\Delta t} = G_{tb} (T_{tb,2}^j - T_{tb,3}^j) + G_{TC} (T_{cs,2}^j - T_{tb,3}^j), \quad (101)$$

$$\Gamma_{tb,4} \frac{T_{tb,4}^{j+1} - T_{tb,4}^j}{\Delta t} = G_{tb} (T_{tb,3}^j - T_{tb,4}^j) + G_{TC} (T_{cs,1}^j - T_{tb,4}^j) \quad (102)$$

e

$$\Gamma_{tb,S} \frac{T_{tb,S}^{j+1} - T_{tb,S}^j}{\Delta t} = G_{tb} (T_{tb,4}^j - T_{tb,S}^j). \quad (103)$$

As condições iniciais para o modelo termo-hidráulico dos TCA e TCB são:

$$Q'_{B101A} = Q'_{B101B} = Q'_{B102A} = Q'_{B102B} = 0,$$

$$T_{cs,E} = T_{tb,E} = T_{cs,S}^0 = T_{tb,S}^0 = 273,16 + 20,$$

$$T_{cs,1}^0 = T_{cs,2}^0 = T_{cs,3}^0 = T_{cs,4}^0 = 273,16 + 20, \text{ e}$$

$$T_{tb,1}^0 = T_{tb,2}^0 = T_{tb,3}^0 = T_{tb,4}^0 = 273,16 + 20.$$

3.3 Modelo da torre de resfriamento

O IEA-R1 possui duas torres de resfriamento (TR-A e TR-B) que tem a função de dissipar o calor produzido no sistema para a atmosfera por meio de ventiladores. Cada torre possui duas células e pode operar isoladamente ou em paralelo. Em uma célula há dois fluxos de refrigerante significativos para transferência de calor. São eles: fluxo contínuo na forma de filme e o movimento de gotas discretas [50,51]. Por simplicidade

será admitido somente o movimento de gotas discretas e que sua geometria é definida na forma esférica. Efeitos não esféricos não foram considerados. Assumiu-se também que o comportamento térmico de uma gota esférica é representativo para uma célula. Admitiu-se que a quantidade de refrigerante no circuito secundário permanece constante.

O fluxo de ar e os processos de transferência de calor dentro de cada célula foram considerados unidimensionais (direção x). Devido a não uniformidade do fluxo e propriedades de transferência na célula, todos os valores são considerados médios.

A FIG.16 ilustra um esquema típico de uma gota esférica em queda livre.

FIGURA 16 – Esquema típico de uma gota esférica em queda livre

A FIG.16.a representa um esquema típico de uma gota em queda livre. Segundo *Hawllader*, a equação de movimento de uma gota de água em queda livre é dada por [50]:

$$m_{gt} \frac{dv_{gt}}{dt} = W - F - R. \quad (104)$$

O termo $W = \pi d_{gt}^2 \delta_{H_2O} g / 6$ representa a força da gravidade sobre a gota. O termo $F = \pi d_{gt}^2 \delta_m g / 6$ representa a capacidade que a gota tem de flutuar. O termo $R = C_A \delta_m (v_{ar} + v_{gt})^2 d_{gt}^2 / 8$ representa a resistência do ar. Rearranjando a Eq.104, tem-se:

$$\frac{dv_{gt}}{dt} = g \left(1 - \frac{\delta_m}{\delta_{gt}} \right) - \frac{3}{4} \frac{\delta_m}{\delta_{gt}} \frac{C_A}{d_{gt}} (v_{ar} + v_{gt})^2. \quad (105)$$

O diâmetro da gota foi definido arbitrariamente. O coeficiente de arraste depende do número de Re [49]. O número de Re para essa condição é [50]:

$$Re_{gt} = \frac{\delta_m v_{ar} d_{gt}}{\mu_m} . \quad (106)$$

As propriedades de uma mistura foram assumidas como $\delta_m = 0,5(\delta_{ar} + \delta_{H_2O})$ e $\mu_m = 0,5(\mu_{ar} + \mu_{H_2O})$. A velocidade do ar nas células da TRA foi calculada em função da vazão de operação dos ventiladores V1TRA e V2TRA, da altura e do volume da TRA [32], para as células 1 e 2 respectivamente,

$$v_{ar} = \frac{Q_{V1TRA} H_{TRA}}{V_{TRA}} \quad (107)$$

e

$$v_{ar} = \frac{Q_{V2TRA} H_{TRA}}{V_{TRA}} . \quad (108)$$

A velocidade do ar nas células da TRB também foi calculada em função da vazão de operação dos ventiladores V1TRB e V2TRB, da altura e do volume da TRB [32], para as células 1 e 2 respectivamente,

$$v_{ar} = \frac{Q_{V1TRB} H_{TRB}}{V_{TRB}} \quad (109)$$

e

$$v_{ar} = \frac{Q_{V2TRB} H_{TRB}}{V_{TRB}} . \quad (110)$$

Admitiu-se temperatura uniforme na gota, sendo a temperatura na superfície igual à temperatura no centro da gota. A resistência térmica para convecção é definida por:

$$R_{t,ar} = \frac{1}{Ah_{ar}} . \quad (111)$$

O coeficiente global de transferência de calor, U , entre a gota e o ar é:

$$U = \frac{1}{R_{t,ar} A} = \frac{1}{1/h_{ar}}. \quad (112)$$

A taxa de transferência de calor através da área $A_{gt} = 4\pi r_{gt}^2$ é:

$$q = UA_{gt}(T_{ar} - T_{gt}). \quad (113)$$

O escoamento externo em uma gota de água esférica em queda livre é representado pela correlação de *Ranz-Marshall* [32],

$$h_{ar} = \frac{k_{ar} \left(2 + 0,6 Re^{1/2} Pr^{1/3} \right)}{d_{ar}}. \quad (114)$$

A extensão de ar definida pelo diâmetro de ar em torno da gota foi definida como uma relação entre o volume da torre de resfriamento e o volume da gota. A FIG.16.b representa a malha de um nó para a gota e um nó para o ar. A capacitância térmica no modelo de diferenças finitas define a quantidade de energia térmica armazenada no volume finito da gota, $V_{gt} = 4\pi r_{gt}^3/3$ é:

$$\Gamma_{gt} = \delta_{H_2O} c_{p,H_2O} V_{gt}. \quad (115)$$

A condutância térmica é definida por:

$$G_{ar} = A_{gt} h_{ar}. \quad (116)$$

O conjunto de equações que representa em diferenças finitas as temperaturas na malha de nós da FIG.16.b é equivalente para as células das torres de resfriamento A e B, e é definido por:

$$\frac{v_{gt}^{j+1} - v_{gt}^j}{\Delta t} = g \left(1 - \frac{\delta_m}{\delta_{gt}} \right) - \frac{3}{4} \frac{\delta_m}{\delta_{gt}} \frac{C_A}{d_{gt}} (v_{ar} + v_{gt}^j)^2, \quad (117)$$

$$\frac{x_{gt}^{j+1} - x_{gt}^j}{\Delta t} = v_{gt}^j \quad (118)$$

e

$$\Gamma_{gt} \frac{T_{gt}^{j+1} - T_{gt}^j}{\Delta t} = G_{ar} (T_{ar} - T_{gt}^j). \quad (119)$$

As condições iniciais do modelo de movimento e térmico e hidráulico da gota esférica em queda livre são:

$$v_{gt}^0 = 0, \text{ se } x_{gt}^j = H$$

$$T_{gt,E} = T_{gt}^0 = 273,16 + 20$$

$$T_{gt,S} = T_{gt}^j, \text{ se } x_{gt}^j = 0$$

$$Q_{V1TRA} = Q_{V2TRA} = Q_{V1TRB} = Q_{V2TRB} = 0$$

O critério para interligação dos modelos matemáticos foi adotado observando o circuito térmico do IEA-R1 (ver FIG.17). Não foi admitido tempo de circulação do refrigerante nas tubulações entre núcleo e trocadores de calor e nas tubulações entre trocadores de calor e torres de resfriamento.

FIGURA 17 – Interligação dos modelos térmicos

3.4 Modelo dos transdutores

As variáveis de monitoração e controle são resultados da solução numérica dos modelos matemáticos. Foram admitidas funções degrau, rampa e exponencial para partida e parada de bombas, ventiladores, válvulas e acionamento de barras. Como já apresentadas, as curvas de calibração das barras do reator referência foram ajustadas por mínimos quadrados.

Partindo da premissa de implementar modelos simples foi adotada a inclusão de funções degrau e exponencial para modelar estes mecanismos de atuação. Na TAB. 2 estão ilustradas as funções que representam os atuadores correspondentes.

TABELA 2 – Modelo dos mecanismos de atuação

A dinâmica de cada mecanismo no tempo depende da ação do usuário e das lógicas hidráulica e controle. Não foi considerada inércia dos mecanismos de atuação. Assumiu-se que: a posição varia em função da velocidade da barra; a vazão é definida como funções degrau e exponencial; e a restrição de válvula varia em escala de 1 entre 0 a 100 restrições.

3.5 Lógica do sistema de controle

O sistema de controle do IEA-R1 possui somente um laço de controle automático e está conectado a somente um mecanismo de atuação de controle da reatividade (barra de controle). Durante a partida o operador atua normalmente na barra de

controle no modo manual até aproximar da condição nominal de operação para em seguida conectar a malha de controle a um módulo de controle automático. O módulo de controle automático é constituído por um controlador PID (proporcional-integral-derivativo) [52],

$$PID = K_p \text{erro}(t) + K_p K_i \int_{t'}^t \text{erro}(t) dt + K_p K_d \frac{d\text{erro}(t)}{dt}, \quad (120)$$

e também por um limitador de período. Na implementação do algoritmo do controlador foi levado em consideração um limite máximo de velocidade para que não haja mais que 70 pcm de inserção de reatividade positiva.

Com o objetivo de ajustar a saída do sistema ao valor desejado e minimizar o $\text{erro}(t) = D\% - P\%$ da variável controlada, foi adotado um sistema de controle em malha fechada com realimentação negativa (ver FIG.18). A escolha deste sistema permite que a resposta do sistema seja praticamente insensível a distúrbios (efeitos de realimentação de reatividade) e a variações internas nos parâmetros do reator.

FIGURA 18 – Malha de controle

O IEA-R1 possui uma variável controlada que é a potência, e uma variável manipulada que é a velocidade da barra de controle. Segundo dados de projeto a velocidade da barra de controle pode variar em $\pm 18,51$ posições por segundo na condição automática de operação e o período é limitado a um valor mínimo durante operação supercrítica [35]. Este limite foi estabelecido para ≤ 30 segundos.

A FIG.19 ilustra a ação de três controladores PI (proporcional-integral).

FIGURA 19 – Sintonia de controlador PI

De um modo geral a seqüência de ações de controle é estabelecida da seguinte maneira: a velocidade é alterada pelo controlador de modo que o sinal de erro(t) seja minimizado em $t = t' + \Delta t$. Durante o estado subcrítico a velocidade atinge sua velocidade positiva máxima. À medida que o erro(t) é minimizado a velocidade é reduzida. No estado supercrítico a velocidade da barra é nula caso o período atinja o limite de período ajustado.

Nota-se que o aumento da constante integral limitou a variação da resposta à entrada de referência (demanda) em $\pm 0,02\%$. Com a redução da constante proporcional, a oscilação da resposta à entrada de demanda foi minimizada consideravelmente. Os três controladores satisfazem o critério de $+5\%$ (condição limite de operação). Com isso não houve a necessidade de ajustar a constante derivativa ($K_d = 0$).

3.6 Lógica do sistema de resfriamento

Os principais mecanismos de atuação no sistema de resfriamento de um reator de pesquisa são bombas hidráulicas e ventiladores. Modelos termo-hidráulicos das tubulações e válvulas não foram considerados. Na TAB.3 estão descritos os modelos muito simples de atuação.

TABELA 3 – Modelo de bombas hidráulicas e ventiladores

Atuadores	Partida	Parada	τ	$Q_N^{[32]}$
B-101A	$Q_{B101A}(t) = Q_N$	$Q_{B101A}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	10	0,2472
B-101B	$Q_{B101B}(t) = Q_N$	$Q_{B101B}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	10	0,2472
B-102A	$Q_{B102A}(t) = Q_N$	$Q_{B102A}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	10	0,1639
B-102B	$Q_{B102B}(t) = Q_N$	$Q_{B102B}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	10	0,1639
V1-TRA	$Q_{V1TRA}(t) = Q_N$	$Q_{V1TRA}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	5	240
V2-TRA	$Q_{V2TRA}(t) = Q_N$	$Q_{V2TRA}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	5	240
V1-TRB	$Q_{V1TRB}(t) = Q_N$	$Q_{V1TRB}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	5	250
V2-TRB	$Q_{V2TRB}(t) = Q_N$	$Q_{V2TRB}(t) = Q_N e^{-t/\tau}$	5	250

A lógica do sistema de resfriamento inclui também uma combinação de válvulas que atuam no sistema para ajustar a vazão ou configurar o circuito de refrigeração. Esta combinação consiste de um valor percentual (0-100) da vazão nos circuitos de refrigeração. Foi admitido que para válvulas em série o menor percentual define a vazão e para válvulas em paralelo o maior percentual define a vazão.

3.7 Lógica do sistema de proteção

O IEA-R1 possui somente um sistema de proteção que consiste em valores limites para operação. Esses limites são ajustados considerando margens de segurança do projeto do reator e seus componentes.

A FIG.20 ilustra o modelo do circuito de proteção implementado e suas respectivas condições limite.

FIGURA 20 - Modelo do circuito de proteção

4 DESENVOLVIMENTO DO SIMULADOR

O Simulador do Reator IEA-R1 foi desenvolvido no Visual C++ como um projeto *MFC AppWizard* executável cujo aplicativo Windows XP é do tipo *Single Document* com suporte a arquitetura *Document/View* e controles *ActiveX*. O simulador possui *context-sensitive help* e utiliza o padrão *MFC*.

Em *View* foi implementada a interface gráfica e uma função *OnTimer()* que chama a função *OnMainProgram()* de *Document*. Em *OnMainProgram()* está implementado a estrutura da FIG.21. Os valores obtidos da solução numérica são lançados nos controles *ActiveX*.

FIGURA 21 – Simulação de 1 segundo

O teclado foi configurado como um console de controle. O usuário pode navegar pelos mímicos, movimentar as barras de controle e segurança através das teclas *Up* e *Down*, acionar SCRAM e iniciar ou parar a simulação.

4.1 Mímico do sistema de resfriamento do reator

O usuário pode acionar válvulas para configuração dos circuitos de refrigeração e ajustar vazão, acionar bombas hidráulicas e ventiladores e supervisionar as variáveis de processo como temperatura, vazão e potência.

A FIG.22 ilustra a tela do SRR.

FIGURA 22 – Tela do sistema de resfriamento do reator

As estruturas ilustradas nas FIG.23 a 25 estão acopladas a tela do SRR.

FIGURA 23 – Interação usuário e sistema de resfriamento do reator

FIGURA 24 – Interação usuário e lógica do sistema hidráulico do primário

FIGURA 25 – Interação usuário e lógica do sistema hidráulico do secundário

4.2 Mímico do sistema de controle de reatividade

O usuário pode acionar mecanismos das barras de controle e segurança, realizar SCRAM individual ou em conjunto de barras, configurar o modo de operação do reator manual ou automático, ajustar a demanda de potência para operação no estado crítico e monitorar as variáveis do processo neutrônico.

A FIG.26 ilustra a tela do SCR.

FIGURA 26 – Tela do sistema de controle de reatividade

As estruturas ilustradas nas FIG.27 a 29 estão acopladas a tela do SCR.

FIGURA 27 - Interação usuário e sistema de controle de reatividade

FIGURA 28 - Interação usuário e modelo de barra

FIGURA 29 - Interação usuário e lógica do sistema de controle

4.3 Mímico do sistema de proteção do reator

O usuário pode monitorar os estados dos contatos correspondentes a cada condição limite de operação e reiniciar o estado dos contatos após um evento de SCRAM.

A FIG.30 ilustra a tela do SPR.

FIGURA 30 – Tela do sistema de proteção do reator

Caso algum limite seja ultrapassado o contato correspondente é alterado. A estrutura ilustrada na FIG.31 está acoplada a tela do SPR.

FIGURA 31 - Interação usuário e do sistema de proteção do reator

4.4 Tópicos de ajuda

A FIG.32 ilustra o arquivo ajuda para usuários do simulador. Este arquivo foi desenvolvido no *Microsoft Help Workshop* e contém como idéia inicial somente uma descrição sucinta sobre o IEA-R1.

FIGURA 32 – Arquivo de ajuda

O arquivo permite que o usuário verifique o conteúdo disponível para pesquisa, selecione o índice da biblioteca Ajuda e imprime o conteúdo desejado.

5 ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

O simulador foi desenvolvido com o objetivo de ser uma ferramenta de ensino e aprendizagem a ser utilizada durante o programa de treinamento de operadores do IEA-R1. Desta forma a obtenção dos resultados foi realizada através de uma simulação do seguinte procedimento de operação do reator:

- 1) Iniciar simulação;
- 2) Selecionar o mímico do Sistema de Resfriamento do Reator;
- 3) Acionar bombas B-101A e B-102A e ventiladores V1TRA, V2TRA, V1TRB e V2TRB;
- 4) Ajustar a vazão do primário para condição nominal de operação através da válvula VP9 em $\sim 681,00 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ ($\sim 0,189 \text{ m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$);
- 5) Selecionar o mímico do Sistema de Controle de Reatividade;
- 6) Acionar a barra de segurança SHIM1 até a posição ± 600 ;
- 7) Acionar a barra de segurança SHIM2 até a posição ± 600 ;
- 8) Acionar a barra de segurança SHIM3 até a posição ± 600 ;
- 9) Ajustar o valor de demanda em 100;
- 10) Selecionar o modo de operação para automático;
- 11) Após um tempo de operação na condição nominal, acionar SCRAM; e
- 12) Finalmente, Desligar bombas de circulação e ventiladores.

Este procedimento simplificado permite que a operação seja realizada dentro de condições e limites operacionais especificados, sendo considerado uma operação normal [4,39-45]. Se por outro lado o procedimento operacional do reator não for executado com critério, a operação do reator passa a ser realizada fora das condições e dos limites operacionais. Assim a operação passa a ser anormal e violações das condições e limites de operação podem acontecer [4].

A operação na condição nominal foi realizada próximo do equilíbrio do Xe^{135} . Em seguida foi executado SCRAM manual e observado a formação de Xe^{135} devido o decaimento do I^{135} .

Após o fim da simulação, dois arquivos foram gerados DATA1.txt e DATA2.txt. O primeiro arquivo contém todas variáveis do processo neutrônico. O segundo arquivo contém todas as variáveis do processo térmico e hidráulico.

Foram realizadas simulações para operação normal e anormal. Para ilustrar operação normal foram executadas as etapas do procedimento simplificado acima. Para ilustrar operação anormal foram violadas as seguintes condições limites de operação: vazão do primário e temperatura na perna quente.

5.1 Operação normal

A FIG.33 ilustra o transiente de potência durante a partida do reator. O estado subcrítico de um reator nuclear que é caracterizado por fator $1-e^{-t/T}$ pode ser observado durante os primeiros minutos. O movimento da barra de controle (última a ser acionada) define a mudança do estado subcrítico para o estado supercrítico. Neste caso a dinâmica do reator é caracterizado pelo fator $e^{t/T}$. No estado crítico a influência do termo exponencial se torna desprezível e a dinâmica do reator atinge um novo estado estacionário.

FIGURA 33 - Transiente de potência na partida

Durante a operação na condição nominal, o reator está num estado estacionário na potência nominal. O processo sem mantém estável até o fim da operação. Distúrbios

causados pelo efeito de reatividade negativa do Xe^{135} são minimizados pela ação do controlador.

Na FIG.34 pode ser observada a parada do reator ocasionada por SCRAM manual. O calor de decaimento de precursores tem pouca influência no processo de transferência de calor.

FIGURA 34 - Transiente de potência na parada

Durante a manobra de barras dois sinais de monitoração permitem que o operador execute operações com segurança, são eles: LOG P e Período. O primeiro sinal é definido como o logaritmo da potência operacional do reator. O segundo sinal é definido como o inverso da derivada de LOG P.

A FIG.35 ilustra o transiente de fonte externa e a influência da retirada das barras até a condição nominal de operação.

FIGURA 35 – Transiente LOG P na partida

A FIG.36 ilustra a dinâmica do processo neutrônico após SCRAM.

FIGURA 36 – Transiente LOG P na parada

O período é o principal sinal de segurança de reator de pesquisa supercrítico. Durante a implementação dos sistemas de controle e proteção são estabelecidos condições limite de operação e segurança. O operador deve estar atento ao período para que possa impedir evoluções de potência bruscas durante manobras de barras. Dois limites de período foram estabelecidos, no sistema de controle um limite operacional ≤ 30 segundos e no sistema de proteção um limite de segurança de ≤ 12 segundos.

A FIG.37 ilustra a influência da fonte de nêutrons no início da partida do reator. Em seguida, observa-se o início da manobra de barras a partir de 2 minutos. Depois, nota-se a ação do controlador a partir de 6 minutos. Por fim, observa-se que no estado crítico o período do reator tende a infinito.

FIGURA 37 – Transiente de período na partida

Como ilustrado na FIG.38, variações muito grandes de período podem ser observadas durante a operação contínua. Este comportamento se deve as constantes de tempo de decaimento dos grupos de precursores de nêutrons atrasados. Para que a potência de operação permaneça estável a ação de controle realiza retira e inserção da barra de controle por intervalo de tempo muito curto. Após a parada do reator o período se estabiliza em valores negativos.

FIGURA 38 – Transiente de período na parada

A FIG.39 ilustra o transiente de fluxo de nêutrons durante a partida. O seu comportamento é integral no núcleo.

FIGURA 39 – Transiente de fluxo de nêutrons na partida

A principal reação atômica que ocorre em um reator de pesquisa refrigerado a água leve é ativação neutrônica. Este fenômeno físico influencia na formação de radioisótopos que são utilizados como monitor de potência (exemplo, N^{16}) e outros que são prejudiciais à população de nêutrons (exemplo, Xe^{135} e Sm^{149}), denominados “venenos”.

A FIG.40 ilustra o comportamento do fluxo de nêutrons durante parada do reator. Com a inserção das barras de controle e segurança, que são caracterizados por material absorvedor de nêutrons, no caso Al-In-Cd, com alta seção de choque de absorção na região térmica, absorvem praticamente toda a população nêutrons em ~ 3 minutos.

FIGURA 40 – Transiente de fluxo de nêutrons na parada

Geralmente, em um reator de pesquisa refrigerado a água leve a leitura de N^{16} é utilizada na monitoração da potência e também como parâmetro de ajuste e referência durante a operação. A FIG.41 ilustra a formação de N^{16} durante a partida devido a ativação neutrônica do O^{16} e o sinal monitorado de N^{16} com um atraso de $\sim 8,9$ segundos.

FIGURA 41 – Transiente de concentração de N^{16} na partida

O N^{16} decai em segundos e o seu comportamento é uma representação da dinâmica de nêutrons no núcleo do reator. Comparando o transiente do fluxo de nêutrons (ver FIG.40) com o transiente de N^{16} durante a parada (ver FIG.42), observa-se o de tempo de decaimento do N^{16} .

FIGURA 42 – Transiente de concentração de N¹⁶ na parada

Efeitos de realimentação de reatividade devido à formação de Xe¹³⁵ podem ser observados por fissão direta do U²³⁵ ou por decaimento do produto de fissão I¹³⁵. A FIG.43 ilustra os transientes de concentração do Xe¹³⁵ e I¹³⁵ na partida, manobra de potência e parada. Na parada a formação de Xe¹³⁵ resulta somente do decaimento de I¹³⁵.

FIGURA 43 – Transiente de concentração de I^{135} e Xe^{135}

Por outro lado a formação de Sm^{149} resultado somente do decaimento do isótopo Pm^{149} pode ser observada na FIG.44.

FIGURA 44 – Transiente de concentração de Pm¹⁴⁹ e Sm¹⁴⁹

O Xe¹³⁵ possui alta seção de choque de absorção de nêutrons térmicos e o comportamento da sua evolução durante a operação é previsto no projeto de um reator. De tal forma que no equilíbrio do Xe¹³⁵ o reator ainda possa corrigir este efeito através de retirada de barra.

Na FIG.45 ilustra a influência do Xe¹³⁵ como “veneno” durante operação contínua. Observa-se também que o máximo efeito de realimentação é obtido após a parada do reator. Neste caso o reator não terá reatividade suficiente para ser religado. O tempo que leva para o Xe¹³⁵ decair após a parada até o momento de ser religado é denominado tempo morto. O tempo morto observado foi de ~40 horas.

FIGURA 45 – Transiente de reatividade do Xe^{135}

A FIG.46 ilustra a contribuição do Sm^{149} nos efeitos de realimentação. Em reatores de pesquisa de médio porte, a reatividade de Sm^{149} é desprezível.

FIGURA 46 – Transiente de reatividade do Sm^{149}

A FIG.47 ilustra mudanças de reatividade durante a partida do reator.

FIGURA 47 – Transiente de reatividade das barras na partida

A FIG.48 ilustra a compensação de reatividade durante operação do reator no estado crítico. A compensação de reatividade somente pelo acionamento da barra de controle deve ser prevista de forma que a barra de controle esteja mais inserida que as barras de segurança.

FIGURA 48 – Transiente da barra de controle na operação nominal

Efeitos de realimentação térmica são observados em reatores que operam em potências superiores a 100 Watts. Os principais efeitos observados são coeficientes de temperatura do combustível e do moderador. As FIG.49 e 50 ilustram transientes dos coeficientes de temperatura do moderador e do combustível na partida e parada do reator.

FIGURA 49 – Transiente dos coeficientes de temperatura na partida

FIGURA 50 – Transiente dos coeficientes de temperatura na parada

O simulador foi desenvolvido de maneira que o usuário possa interagir como nos procedimentos de operação real. Como exemplo pode ser observado na FIG.51 transientes de temperatura no TCA no lado do circuito primário.

FIGURA 51 – Transiente de temperatura no TCA (lado do tubo) na partida

Verifica-se também a dinâmica exponencial do fenômeno térmico e a retirada de calor do circuito primário através do equilíbrio térmico na condição nominal de operação. A FIG.52 ilustra os transientes de temperatura durante a parada do reator.

FIGURA 52 – Transiente de temperatura no TCA (lado do tubo) na parada

A FIG.53 ilustra a dinâmica de calor transferido do circuito primário para o circuito secundário.

FIGURA 53 – Transiente de temperatura no TCA (lado casco) na partida

A FIG.54 ilustra transientes de temperatura durante parada do reator.

FIGURA 54 – Transiente de temperatura no TCA (lado casco) na parada

Antes da operação do reator os circuitos de refrigeração são preparados para que as condições e limites de segurança sejam respeitados. As FIG.55 e 56 ilustram transiente hidráulico no circuito A de refrigeração devido o acionamento e desligamento de bombas de refrigeração, respectivamente. Durante a operação na condição nominal a vazão permanece constante.

FIGURA 55 – Transiente de vazão na partida de bombas

FIGURA 56 – Transiente de vazão na parada de bombas

As torres de resfriamento realizam a transferência calor de uma fonte quente (núcleo do reator) para uma fonte fria (atmosfera). Como pode ser observado na FIG.57, o

calor não é transferido totalmente para atmosfera e uma realimentação térmica de 2°C em TRA e de 2,15°C em TRB é observada na condição nominal de operação.

FIGURA 57 – Transiente de temperatura na TRA na partida

A FIG.58 ilustra a refrigeração do circuito secundário depois do reator ser desligado.

FIGURA 58 – Transiente de temperatura na TRA na parada

5.2 Operações anormais

A FIG.59 ilustra o transiente de temperatura na perna quente (T4) causado pelo fechamento da válvula do primário VP9 durante a operação de 3,5MW. Observa-se que a redução da vazão de refrigerante resultou numa elevação da temperatura na perna quente. O SCRAM do reator foi acionado quando a vazão do primário atingiu a condição limite de <90% da vazão nominal do primário.

FIGURA 59 – Transiente de temperatura T4 devido a uma perda de vazão

A FIG.60 ilustra o transiente de temperatura na perna quente causado pelo desligamento dos ventiladores durante a operação de 3,5MW. Observa-se que após os ventiladores serem desligados houve uma elevação da temperatura. O SCRAM do reator foi acionado quando o nível de temperatura atingiu a condição limite de >48°C. Após o desligamento do reator o calor ficou confinado nos circuitos de refrigeração. Em seguida os ventiladores foram religados.

FIGURA 60 – Transiente de temperatura T4 devido a uma perda da fonte fria

5.3 Manobras de potência

Manobras de potência não são normalmente realizadas em reatores de pesquisa. A seguir são exemplificados transientes operacionais de potência e de temperatura obtidos de manobras de 50%, 100%, 75% e 25% da potência nominal no modo automático de operação. A FIG.61 ilustra manobras de potência.

FIGURA 61 – Manobra de potência

A FIG.62 transiente de temperatura no lado do tubo do TCA.

FIGURA 62 – Transientes de temperatura no TCA - manobra de potência

6 CONCLUSÃO

O simulador é um programa computacional desenvolvido para sistemas monousuários. Ele realiza simulação dos principais transientes operacionais de um reator de pesquisa. Ele permite fácil navegação dos sistemas mímicos e fornece uma supervisão globalizada dos processos neutrônico, térmicos e hidráulicos.

Os principais benefícios e vantagens do uso de simulador baseado em computadores pessoais durante os programas de treinamento de operadores de reator são:

- 1) A habilidade para treinar em transientes operacionais;
- 2) A redução de risco para equipamento do reator e pessoal;
- 3) A habilidade de repetir um cenário tantas vezes quanto necessário para o aprendiz entendimento e retenção; prover treinamento para pessoal administrativo e engenharia quem não tem uma necessidade para uma meticulosa familiaridade com instrumentação e informações disponíveis na sala de controle, mas quem precisa de um entendimento dos processos da central nuclear e sistemas específicos.

Os resultados das simulações dos modelos matemáticos corresponderam à dinâmica neutrônica, térmica e hidráulica de forma qualitativa, por se tratar de modelos simplificados com representação aproximada dos transientes operacionais de um reator de pesquisa refrigerado a água leve.

A solução numérica do modelo de cinética pontual não linear pelo método de *Runge-Kutta* de 4ª ordem resultou numa limitação do tempo de simulação. O tempo de simulação depende da máquina em que o simulador estiver instalado. Sugere-se o uso de um método incondicionalmente estável para observação de fenômenos mais lentos como equilíbrio e queima do Xe^{135} e Sm^{149} . Contudo esta solução numérica permite a implementação de simuladores de análise operacional.

Como sugestão para trabalhos futuros, convém implementar um modelo neutrônico com dependência do espaço, da energia (2 grupos, por exemplo) e do tempo. A solução numérica por diferenças finitas e o uso de um método incondicionalmente estável.

Assim o desenvolvedor poderá anexar ao simulador, desenvolvido neste trabalho de Mestrado, características educacionais para o treinamento operacional e de acidentes com resultados quantitativos. Convém também implementar um modelo térmico e hidráulico para as tubulações.

A este simulador do Reator IEA-R1 podem ser incorporados sistemas de medição e atuação com redundância, planilhas de configuração do núcleo (dados neutrônicos), simulação de mau funcionamento, gráficos em tempo real, etc.

Ao simulador também podem ser criados outros mímicos. Por exemplo, sistema de refrigeração de emergência, sistema de alarmes, e outros sistemas relacionados com a operação do reator com maior nível de detalhamento da representação gráfica.

Sugere-se comparar os resultados dos transientes simulados com os transientes obtidos do Sistema de Aquisição de Dados (SAD) do IEA-R1.

Finalmente, todos os objetivos do plano de trabalho proposto foram alcançados. Foi acrescentado ainda ao programa simulador o sistema de proteção do reator simplificado e também um arquivo Ajuda.

APÊNDICE I - Método *Runge-Kutta* de 4ª Ordem

A maioria dos métodos numéricos são baseados em expansão em Série de Taylor. Por exemplo, *Euler*, *Runge-Kutta*, etc [48]. Os métodos *Runge-Kutta* são procedimentos de um único passo que envolve somente evolução de derivadas de primeira ordem, mas com resultados equivalentes em precisão a expansão de Taylor para derivadas de alta ordem. Aproximações das segunda, terceira e quarta ordens (isto é, aproximações com precisões equivalentes a expansões de Taylor de $y(t)$ conservando os termos Δt^2 , Δt^3 e Δt^4 , respectivamente) requerem a estimação de $f(t,y)$ em dois, três e quatro valores, respectivamente, de t no intervalo $t_i \leq t \leq t_{i+1}$.

O algoritmo do método de *Runge-Kutta* de 4ª ordem é dado por [48]:

$$y_{i+1} = y_i + \frac{\Delta t}{6} (RK_1 + 2RK_2 + 2RK_3 + RK_4)$$

$$RK_1 = f(t_i, y_i)$$

$$RK_2 = f\left(t_i + \frac{1}{2}\Delta t, y_i + \frac{1}{2}\Delta t RK_1\right)$$

$$RK_3 = f\left(t_i + \frac{1}{2}\Delta t, y_i + \frac{1}{2}\Delta t RK_2\right)$$

$$RK_4 = f(t_i + \Delta t, y_i + \Delta t RK_3)$$

O método *Runge-Kutta* é um método condicionalmente estável; isto é depende de um passo Δt para que o método seja estável.

APÊNDICE II - Dados de projeto do Reator IEA-R1

TABELA 4 – Dados de projeto do Reator IEA-R1

Dado	Valor	Dado	Valor
			-1,90 (20-50 °C)
c_{p,H_2O}	4190,39	α_{TF} (Conf. 219)	-1,80 (50-100 °C)
			-1,63 (100-200 °C)
			-8,27 (20-40 °C)
$c_{p,Al}$	875	α_{TM} (Conf. 219)	-10,48 (40-60 °C)
			-11,20 (60-80 °C)
c_{p,UO_2}	116	$\bar{\beta}_1$	$2,89457 \times 10^{-4}$
$c_{p,ar}$	1007	$\bar{\beta}_2$	$1,57345 \times 10^{-3}$
$F_{a,O^{16}}$	1	$\bar{\beta}_3$	$1,43643 \times 10^{-3}$
$F_{a,Sm^{149}}$	1,6170	$\bar{\beta}_4$	$3,10375 \times 10^{-3}$
$F_{a,U^{235}}$	0,978	$\bar{\beta}_5$	$9,83848 \times 10^{-3}$
$F_{a,Xe^{135}}$	1,1581	$\bar{\beta}_6$	$2,03086 \times 10^{-3}$
$F_{f,U^{235}}$	0,9759	$\bar{\beta}_{eff}$	$7,59001 \times 10^{-3}$
H_{TRA}	7,92	δ_{Al}	2770
H_{TRB}	7,46	δ_{ar}	1,1614
k_{Al}	177	δ_{H_2O}	981,42
k_{ar}	$26,3 \times 10^{-3}$	$\delta_{U^{235}}$	$3,1 \times 10^{-3}$
K_d	0	δ_{UO_2}	19070
k_{eff} (Conf. 219)	1,074855	$\gamma_{I^{135}}$	0,061
k_{H_2O}	0,65	$\gamma_{Xe^{135}}$	0,003

K_i	100	$\gamma_{\text{Pm}^{149}}$	0,0113
k_{UO_2}	27,6	λ_1	0,01272
K_p	1	λ_2	0,03174
n_{pc}	20*18+4*12	λ_3	0,116
$n_{\text{tb,TCA}}$	847	λ_4	0,311
$n_{\text{tb,TCB}}$	1900	λ_5	1,40
P_N (Conf. 219)	3,5	λ_6	3,87
P_N/V (Conf. 219)	47,2	$\lambda_{\text{I}^{135}}$	$2,87 \times 10^{-5}$
$r_{\text{tb,TCA}}$	$5,8 \times 10^{-3}$	$\lambda_{\text{N}^{16}}$	0,094
$r_{\text{tb,TCB}}$	$5,8 \times 10^{-3}$	$\lambda_{\text{Pm}^{149}}$	$3,56 \times 10^{-6}$
$r_{\text{cs,TCA}}$	$298,5 \times 10^{-3}$	$\lambda_{\text{Xe}^{135}}$	$2,09 \times 10^{-5}$
$r_{\text{cs,TCB}}$	470×10^{-3}	Λ	$65,69 \times 10^{-6}$
V_{TRA}	115,01	μ_{ar}	$184,6 \times 10^{-7}$
V_{TRB}	118,64	$\mu_{\text{H}_2\text{O}}$	$5,42 \times 10^{-4}$
$2x_{\text{cb}}$	0.76×10^{-3}	ν	2,44
$2x_{\text{ce}}$	2.89×10^{-3}	$\sigma_{\text{aH}_2\text{O}}(E_0)$	$0,664 \times 10^{-24}$
x_{rv}	0.38×10^{-3}	$\sigma_{\text{aO}^{16}}(E_0)$	$0,178 \times 10^{-27}$
$x_{\text{tb,TCA}}$	6,75	$\sigma_{\text{aSm}^{149}}(E_0)$	$40800,0 \times 10^{-24}$
$x_{\text{tb,TCB}}$	6,25	$\sigma_{\text{aU}^{235}}(E_0)$	$678,2 \times 10^{-24}$
y_{pc}	$60,35 \times 10^{-3}$	$\sigma_{\text{aXe}^{135}}(E_0)$	$2,7 \times 10^{-18}$
z_{pc}	600×10^{-3}	$\sigma_{\text{fU}^{235}}(E_0)$	$577,1 \times 10^{-24}$
w	$3,20438 \times 10^{-11}$	$\Sigma_{\text{aH}_2\text{O}}(E_0)$	0,0222

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 He, X., WEI, L. and ZHAO, B. Overcoming the effects of stress on reactor operator performance. In: WORKSHOP ON THE UTILIZATION OF RESEARCH REACTORS, November 5-9, 2001, Beijing, China. Proceedings... Beijing: JAPAN ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE, 2003. p. 59-64.
- 2 WEI, L. HE, X. and ZHAO, B. Research about reactor operator's personality characteristics and performance. In: WORKSHOP ON THE UTILIZATION OF RESEARCH REACTORS, November 5-9, 2001, Beijing, China. Proceedings... Beijing: JAPAN ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE, 2003. p. 70-75.
- 3 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Experience in the use of Systematic Approach to Training (SAT) for nuclear power plant personnel, Vienna, 1999. (Technical Document Series, 1057)
- 4 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safety of Research Reactors. Vienna, 2005. (Safety Standards Series, NS-R-4).
- 5 U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory Guide 1.149 – Nuclear Power Plant Simulation Facilities for Use in Operator Training and License Examinations, Revision 3, October 2001, Disponível em: <<http://www.nrc.gov/>>, Acesso em: 4 de maio de 2006.
- 6 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2005. Boiling Water Reactor Simulator, Vienna 2005. (Training Course Series, 23).
- 7 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2005. WWER-1000 Reactor Simulator, 2005. (Training Course Series, 21).
- 8 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. 2005. Pressurized Water Reactor Simulator, 2005. (Training Course Series, 22).
- 9 OLIVEIRA, J. R. Programa Computacional para Estudo da Estratégia de Controle de um Reator Nuclear do Tipo PWR. 2002. Dissertação (Mestrado) – Universidade de São Paulo, São Paulo.
- 10 RUBIN, G. A. e SOARES, A. J. SIMPCO – uma ferramenta para estudo de sistemas de controle de centrais nucleares. VI Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 27 de outubro – 01 de Novembro, 1996.
- 11 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plant, Vienna, 2000. (Safety Standards Series, NS-G-2.2).
- 12 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear power Plants: Operation, Vienna, 2000. (Safety Standards Series, NS-R-2).

- 13 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Programa de treinamento e retreinamento de operadores e operadores seniores para o Reator IEA-R1. 11 de novembro de 2002. (PO-CRO-1801-01).
- 14 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, Vienna, 2002. (Safety Standards Series, NS-G-2.8).
- 15 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Culture, Vienna, 1991. (Safety Series, 75-INSAG-4).
- 16 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators, 1998. (Technical Document Series, 995).
- 17 SMITH, S. L. and MOSIER, J. N. Guideline for Designing User Interface Software, ESD-TR-86-278, 1986, Disponível em: <<http://hcibib.org/sam/>>. Deputy Commander for Development Plans and Support Systems, Electronic Systems Division, AFSC, United States Air Force. Acesso em: 15 de outubro de 2005.
- 18 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of control room simulators for training of nuclear power plant personnel, September 2004. (Technical Document Series, 1411).
- 19 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Reactor simulator development, 2001. (Training Course Series, 12).
- 20 AUSTRALIAN NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY ORGANIZATION, SAR Chapter 13 – Conduct of Operations, Replacement Research Reactor Project, Prepared by INVAP, 1 November 2004, 29p., (RRRP-7225-EBEAN-002). Disponível em: <<http://www.arpansa.gov.au/pubs/rrrp/op/SAR/ch13.pdf>>. Acesso em 4 de junho de 2006.
- 21 ETCHEPAREBORDA, A. et al. Reactor simulator development facility for operating personnel training. Research Reactor Utilization, Safety, Decommissioning, Fuel and Waste Management, Proceedings of and International Conference, 10-14 Nov. 2003, Santiago, Chile – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. p. 441-455.
- 22 AUGUSTO, S. C. et al. A Criação de telas para o Simulador do Labihs. In: MEETING ON REACTOR PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS, 14, 28 de ago. a 2 de set., 2005, Rio de Janeiro. Anais... Rio de Janeiro: INAC, 2005, 1 CD-ROM.
- 23 SHI, L. et al. A personal computer-based simulation-and-control-integrated platform for 10MW high-temperature gas-cooled reactor. Nuclear Technology, v. 145, pp. 189-203, February 2004.
- 24 PÉREZ, B. E. Z. y MERCADO, C. C. Interfase Gráfica Hombre-Máquina Avanzada para um Simulador de Procesos Nucleares para Entrenamiento em Aula, México Nuclear, Abril-Junho, 1996, p. 8-16.

- 25 BANKS, J. Handbook of Simulation: Principles, Methodology, Advances, Applications, and Practice. N.Y.: JOHN WILEY & SONS, 1998. 849p.
- 26 STROUSTRUP, B. A Linguagem de Programação C++. 3ª Edição. Porto Alegre: BOOKMAN, 2002. 823p.
- 27 VISUAL STUDIO C++, versão 6.0: plataforma de desenvolvimento; Microsoft Corporation, 1994-1998. 1 CD-ROM.
- 28 JOINES, J. A. and ROBERTS, S. D., Fundamentals of Object-Oriented Simulation. In: WINTER SIMULATION CONFERENCE, December 13-16, 1998, Washington DC. Proceedings... Washington DC: ACM, 1998, p. 141-149.
- 29 SILBERSCHATZ, A., GALVIN, P. and GAGNE, G. Sistemas operacionais – conceitos e aplicações. Rio de Janeiro: Editora Campus, 2000. 585p.
- 30 MAIORINO, J. R. The utilization and operational experience of IEA-R1 Brazilian research reactor, In International Symposium on Research Reactor Utilization, Safety and Management, Lisbon, IAEA-SM-360/007, 1999.
- 31 SOARES, A. J. and NETO, A. M. Applications of IEA-R1 research reactor and services offered by the Center. Research Reactor Center – CRPq PROGRESS REPORT 1999-2000.
- 32 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1, v. 1-2, 1996.
- 33 DUDERSTADT, J. J. and HAMILTON, L. J. Nuclear reactor analysis. New York: JOHN WILEY & SONS, 1976.
- 34 LAMARSH, J. R. Introduction to nuclear reactor theory. USA: ADDISON-WESLEY, 1966.
- 35 GENERAL ATOMIC. Instrumentation System: Operation and maintenance manual. March 1975.
- 36 SOARES, A. J. Reactor instrumentation experience at IPEN-CNEN/SP, Research Reactor Instrumentation and Control Technology, Report of a Technical Committee Meeting Held in Ljubljana, International Atomic Energy Agency, 4-8 December 1995. (Technical Document Series, 973).
- 37 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Research reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook, 1980. (Technical Document Series, 233).
- 38 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Sistema de resfriamento do Reator IEA-R1. 2 de setembro de 2002. (PO-CRO-0906-00).

- 39 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Operação das bombas hidráulicas do circuito primário. 2 de setembro de 2002 (IT-CRO-0906.01-00).
- 40 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Operação das bombas hidráulicas do circuito secundário. 2 de setembro de 2002. (IT-CRO-0906.02-00).
- 41 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Operação do sistema de medição de vazão do circuito primário e secundário de resfriamento. 2 de setembro de 2002. (IT-CRO-0906.04-00).
- 42 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Operação das torres de resfriamento. 2 de setembro de 2002. (IT-CRO-0906.03-00).
- 43 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Preparação para ligar e operar o Reator IEA-R1. 6 de janeiro de 2005. (PO-CRO-0902-03).
- 44 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Ligar e operar o Reator IEA-R1. 06 de janeiro de 2005. (IT-CRO-0902.01-03).
- 45 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Preparação para o desligamento do Reator IEA-R1. 6 de janeiro de 2005. (PO-CRO-0903-03).
- 46 BERRETA, J. R. e FRAJNDLICH, R. Training course for the IEA-R1 research reactor operators. São Paulo: PROGRESS REPORT, 1999-2000, Research Reactor Center – CRPq, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
- 47 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de operadores de reatores nucleares. Norma CNEN-NE-1.01, outubro de 1979. Resolução CNEN-12/79.
- 48 CARNAHAN, B.; LUTHER, H. A. and WILKES, J. O. Applied numerical methods. New York: JOHN WILEY & SONS, 1969.
- 49 INCROPERA, F. P. e DEWITT, D. P. Fundamentos de transferência de calor e de massa. Rio de Janeiro: LTC, 2003.
- 50 HAWLADER, M. N. A. and LIU, B. M. Numerical study of the thermal-hydraulic performance of evaporative natural draft cooling towers. Applied Thermal Engineering, v. 22, p. 41-59, 2002.
- 51 WILLIAMSON, N.; BEHNIA, M. and ARMFIELD, S. Numerical simulation of heat and mass transfer in a natural draft wet cooling tower, 15th Australasian Fluid Mechanics Conference, Sydney, 13-17, December 2004.
- 52 OGATA, K. Engenharia de Controle Moderno. São Paulo: PEARSON – Prentice Hall, 2005. 788p.