

Universidade Federal de Minas Gerais  
Departamento de Engenharia Nuclear

AVALIAÇÕES DE SEGURANÇA DO  
REATOR MULTIPROPÓSITO BRASILEIRO

Humberto Vitor Soares

Orientadora: Prf<sup>ª</sup>. Dra. Antonella Lombardi Costa  
Coorientadores: Prf<sup>ª</sup>. Dra. Cláudia Pereira Bezerra Lima  
Dr. Ivan Dionysio Aronne

BELO HORIZONTE- MG  
JUNHO - 2014



Universidade Federal de Minas Gerais  
Departamento de Engenharia Nuclear  
Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

AVALIAÇÕES DE SEGURANÇA DO REATOR  
MULTIPROPÓSITO BRASILEIRO

HUMBERTO VITOR SOARES

BELO HORIZONTE- MG  
JUNHO - 2014

HUMBERTO VITOR SOARES

AVALIAÇÕES DE SEGURANÇA DO REATOR  
MULTIPROPÓSITO BRASILEIRO

Tese apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares como requisito parcial à obtenção do título de Doutor em Ciências e Técnicas Nucleares.

Área de concentração: Engenharia Nuclear e da Energia

Orientadora: Prof.<sup>a</sup> Dra. Antonella Lombardi Costa  
Coorientadores: Prof.<sup>a</sup> Dra. Cláudia Pereira Bezerra Lima  
Dr. Ivan Dionysio Aronne

BELO HORIZONTE  
JUNHO - 2014

S676a	<p>Soares, Humberto Vitor. Avaliações de segurança do reator multipropósito brasileiro [manuscrito] / Humberto Vitor Soares. – 2014. xvi, 103 f., enc.: il.</p> <p>Orientadora: Antonella Lombardi Costa. Coorientadores: Cláudia Pereira Bezerra Lima, Ivan Dionysio Aronne.</p> <p>Tese (doutorado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.</p> <p>Apêndices: f. 97-103.</p> <p>Bibliografia: f. 92-96.</p> <p>1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Reatores nucleares - Teses. I. Costa, Antonella Lombardi. II. Lima, Cláudia Pereira Bezerra. III. Aronne, Ivan Dionysio. IV. Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. V. Título.</p> <p>CDU: 621.039(043)</p>
-------	---

*Dedico esta tese aos meus pais.*

## AGRADECIMENTOS

Agradeço primeiramente a Deus pelo dom da vida.

À minha família por todo apoio e incentivo, principalmente meus pais e minha irmã. Agradeço à minha namorada Julia que sempre me apoiou e teve muita paciência nestes últimos meses.

Aos meus orientadores Prof<sup>ª</sup> Dr<sup>ª</sup> Antonella, Prof<sup>ª</sup> Dr<sup>ª</sup> Cláudia e Dr. Ivan pela dedicação, paciência e pela presença constante durante a execução deste trabalho.

Aos amigos que fiz neste departamento, Carlos, Danilo, Janine e Graiciany. Agradeço em especial à Patrícia pela ajuda constante durante a realização desta tese.

Aos colegas do CDTN, André, Antônio Carlos, Carlos Vicente, Edson, Élcio e Daniel que me ajudaram em diversas etapas deste trabalho.

Agradeço aos professores e pesquisadores convidados para participar da minha banca de doutorado, Prof<sup>ª</sup> Dr<sup>ª</sup> Maria Auxiliadora, Dr<sup>ª</sup> Patricia, Dr. Hugo César e Dr. Marcelo pelas correções e contribuições para este trabalho.

À CNEN, CAPES, FAPEMIG e CNPQ, pelo suporte financeiro.

## RESUMO

Este trabalho apresenta um modelo desenvolvido para simulação termo-hidráulica (TH) do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB), cuja proposta brasileira de projeto, construção e operação foi estabelecida em 2007. Este reator tem como principais propósitos a produção de radioisótopos para serem usados em exames em medicina nuclear, testes de materiais e utilização de feixes de nêutrons. Além da modelagem TH e análise de segurança do reator, a aplicação da metodologia para realizar cálculo acoplado termo-hidráulico/neutrônico (TH/NK) também é apresentada. Inicialmente, o RMB foi modelado no código de análise de segurança RELAP5. Esse código faz análise da parte termo-hidráulica utilizando cálculo de cinética pontual. Posteriormente, o modelo foi adaptado e verificado para o código RELAP5-3D<sup>®</sup>. Este código realiza o processo de acoplamento interno através da opção de cálculo de cinética nodal utilizando o código neutrônico NESTLE o qual resolve a equação de difusão de nêutrons. Para gerar as constantes de grupo, que são seções de choque macroscópicas que servem como dados de entrada para o código de análise neutrônica, foi utilizado o código de cálculo de célula WIMSD-5B. O código de análise neutrônica PARCS também foi utilizado para modelar o núcleo 3D do RMB, a fim de comparar os resultados de distribuição de potência média radial e axial do núcleo com os resultados gerados pelo código RELAP5-3D<sup>®</sup> e dados disponíveis calculados pelo código de análise neutrônica CITATION. Os resultados de análise de segurança demonstram comportamento seguro do reator mediante situações de possíveis transitórios. Os resultados de cálculo acoplado 3D para o regime estacionário também apresentaram resultados adequados dentro da margem de segurança, assim como as análises neutrônicas do RMB realizadas com os códigos PARCS e NESTLE.

*Palavras-chave: Reactores nucleares, RMB, RELAP5, RELAP5-3D, PARCS*

## ABSTRACT

This work presents a model developed for thermal hydraulic (TH) simulation of the Multipurpose Brazilian Reactor (RMB), whose Brazilian proposal for design, construction and operation was established in 2007. This reactor has as main proposed the production of radioisotopes for use in exams of nuclear medicine, material tests and utilization of neutrons beams. Besides of the TH modeling and safety analysis of the reactor, the application of a methodology to perform coupled calculation thermal-hydraulic/neutron kinetic (TH/NK) is also presented. Initially, the RMB was modeled in the safety analysis RELAP5 code. This code performs the thermal hydraulic calculation using point kinetics. Subsequently, the model was adapted and verified to the RELAP5-3D<sup>®</sup> code. This code performs the process of internal coupling through the option of nodal neutron kinetics calculation using the NESTLE code which solves the neutron diffusion equation. To generate the neutronic group constants, which are macroscopic cross sections that serve as input data for the neutronic codes, it was used the WIMSD-5B cell calculation code. The neutron analysis code PARCS was also used to model the 3D RMB core in order to compare the results of radial and axial average power distribution with the results generated by RELAP5-3D<sup>®</sup> code and with the available results of the CITATION neutron kinetic code. The safety analyses demonstrated safe behavior of the reactor through situations of possible transients. The 3D coupled calculations to the steady state operation also showed expected behavior, as well as the RMB neutronic analyzes performed with the codes NESTLE and PARCS.

*Keywords: Nuclear reactors, RMB, RELAP5, RELAP5-3D, PARCS*



## SUMÁRIO

RESUMO .....	vii
ABSTRACT .....	viii
LISTA DE FIGURAS .....	xi
LISTA DE TABELAS.....	xiii
LISTA DE SIGLAS .....	xv
1 INTRODUÇÃO.....	1
2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA .....	4
2.1 O Reator Multipropósito Brasileiro .....	4
2.1.1 O Empreendimento do RMB.....	4
2.1.2 Descrição do RMB .....	7
2.1.2.1 Projeto termo-hidráulico.....	8
2.1.2.2 Elementos combustíveis.....	9
2.1.2.3 Controle de reatividade e sistemas de desligamento.....	11
2.2 Análises de acidentes para o RMB .....	11
2.2.1 Identificação de eventos iniciadores.....	12
2.2.2 Identificação dos Eventos Iniciadores Base de Projeto.....	13
2.3 Códigos computacionais adotados.....	14
2.3.1 Códigos para análise termo-hidráulica .....	14
2.3.1.1 O código RELAP5-MOD3.3.....	15
2.3.2 Códigos de análise neutrônica .....	18
2.3.2.1 O código RELAP5-3D <sup>®</sup> .....	19
2.3.2.2 O código PARCS .....	22
2.3.3 Código para cálculo de célula.....	22
2.3.3.1 O código WIMSD-5B.....	23
2.3.4 Acoplamento entre Códigos de Análise Termo-Hidráulica e Neutrônica	24
3 DESCRIÇÃO DO MODELO TERMO HIDRÁULICO.....	27
3.1 O Reator Osiris .....	27
3.1.1 Resultados de estado estacionário .....	32
3.1.2 Transitórios analisados .....	32
3.1.2.1 Aumento e diminuição de potência.....	32
3.1.2.2 <i>Blackout</i> com circulação natural.....	33
3.1.3 Conclusões sobre a nodalização do reator Osiris .....	36
3.2 O Reator Multipropósito Brasileiro - RMB.....	36

3.2.1	Detalhamento da geometria .....	36
3.2.2	Vazões e temperaturas dos fluidos .....	40
3.2.3	Modelo termo-hidráulico para o RELAP5 .....	40
3.2.4	Resultados da Simulação do RMB .....	47
3.2.5	Resultados de transitórios .....	50
3.2.5.1	Acidente de perda de vazão.....	50
3.2.5.2	Acidente de perda de refrigerante.....	57
3.2.6	Análise de Sensibilidade - Nodalização para 25 canais termo-hidráulicos no núcleo .....	62
3.2.6.1	Resultados de estado estacionário para a nodalização de 25 canais TH do núcleo do RMB.....	63
3.2.7	Modelo para o RELAP5-3D com cinética pontual.....	65
3.2.7.1	Resultado de estado estacionário.....	67
3.2.7.2	Resultado de transitório.....	67
4	GERAÇÃO DAS SEÇÕES DE CHOQUE MACROSCÓPICAS E DOS COEFICIENTES DE TEMPERATURA .....	71
4.1	O código HAMMER-TECHNION .....	71
4.2	Definições dos intervalos de energia utilizados no código WIMSD-5B .....	72
4.3	Célula combustível sem barra de controle para o WIMSD-5B .....	73
4.4	Célula combustível com barra de controle para o WIMSD-5B .....	74
4.5	Valores de $k_{\infty}$ de célula combustível com barra e sem barra de controle para o código WIMSD-5B .....	76
4.6	Cálculos dos coeficientes de realimentação devido a mudanças de temperatura utilizando as seções de choque macroscópicas geradas pelo WIMSD-5B.....	76
5	DESCRIÇÃO DO MODELO NEUTRÔNICO.....	81
5.1	Modelo para o código RELAP5-3D <sup>®</sup> com cinética nodal .....	81
5.1.1	Modelo GEN para o formato das constantes de grupo .....	83
5.2	Modelo para o código PARCS.....	85
5.2.1	Resultados de estado estacionário .....	86
6	CONCLUSÕES .....	90
	REFERÊNCIAS .....	92
	APÊNDICE A.....	97
	APÊNDICE B .....	103

## LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1 Características gerais do projeto do RMB. ....	6
Figura 2.2 Tanque de água pesada do RMB.....	8
Figura 2.3(a) Representação do núcleo do RMB (b) Visão superior do núcleo e suas vizinhanças. ....	10
Figura 2.4 Esquema ilustrativo da montagem do conjunto núcleo-moldura-revestimentos. ....	10
Figura 2.5(a) EC do RMB (b) Detalhes do EC, canto e distâncias entre as placas. (Dimensões em mm).....	11
Figura 2.6 Modelo representativo espacial de uma placa combustível: (1) combustível, (2) revestimento, (3) refrigerante e (4) moderador.....	24
Figura 3.1 Esquema simplificado do circuito primário de refrigeração do núcleo do reator Osiris. ....	28
Figura 3.2 Modelo geral do reator Osiris. ....	29
Figura 3.3 Representação do núcleo do reator Osiris.....	29
Figura 3.4 Nodalização para o modelo do reator Osiris.....	31
Figura 3.5 Variação de potência no reator Osiris.....	33
Figura 3.6 Evolução da temperatura de entrada e saída do núcleo durante a variação de potência no reator Osiris.....	33
Figura 3.7 Evolução da potência durante o <i>blackout</i> .....	34
Figura 3.8 Evolução da temperatura do combustível durante o <i>blackout</i> . ....	34
Figura 3.9 Vazão no núcleo durante o <i>blackout</i> . ....	35
Figura 3.10 Fração da área das válvulas de circulação natural (0 = fechada; 1 = 100% aberta). ....	35
Figura 3.11 Temperatura da água em três níveis diferentes da piscina do reator (100). 36	36
Figura 3.12 Conceito do RMB. ....	38
Figura 3.13 Esquema do RMB. (Dimensões em mm).....	39
Figura 3.14 Corte lateral do RMB. (Dimensões em mm). ....	39
Figura 3.15 Nodalização do RMB para o RELAP5.....	42
Figura 3.16 Perfil do núcleo do RMB. ....	46
Figura 3.17 Temperaturas do refrigerante na entrada/saída do núcleo, temperatura do combustível e do revestimento. ....	49
Figura 3.18 Temperatura do refrigerante no fundo, no meio e no topo da piscina do reator.....	49
Figura 3.19 Vazões mássicas nas bombas 410 e 412 e altura manométrica da bomba 412 para os casos 1 e 2. ....	52
Figura 3.20 Vazões mássicas na entrada do núcleo para os casos 1, 2 e 3.....	53
Figura 3.21 Temperaturas do refrigerante e do revestimento para os casos 1 e 2.....	53
Figura 3.22 Vazão mássica em diferentes pontos do circuito e a curva da velocidade na bomba 410 para o caso 3. ....	54
Figura 3.23 Temperatura do refrigerante na entrada do núcleo e em seu revestimento e a potência do reator para o caso 3. ....	55
Figura 3.24 Vazões mássicas na entrada do núcleo e na entrada da chaminé para o caso 3. ....	56
Figura 3.25 Temperatura do refrigerante na saída do núcleo, no meio e no topo da piscina do reator.....	56
Figura 3.26 Nodalização do RMB com destaque dos componentes adicionados para simulação de LOCAs.....	58
Figura 3.27 Evolução do nível de água na piscina do reator para os três casos estudados de LOCA. ....	60

Figura 3.28 Vazão mássica na ruptura do LOCA para os três casos estudados.....	60
Figura 3.29 Temperatura do refrigerante na saída do núcleo para os três casos estudados. ....	61
Figura 3.30 Nodalização do núcleo usando 25 canais TH (esquerda) e visão superior do núcleo (direita).....	62
Figura 3.31 Vazão mássica na entrada do núcleo na nodalização com 1 canal TH e com 25 canais THs. ....	64
Figura 3.32 Temperatura do refrigerante na entrada e na saída do núcleo na nodalização com 1 canal TH e com 25 canais THs. ....	64
Figura 3.33 Nodalização do RMB para o RELAP5 com 25 canais TH no núcleo. ....	66
Figura 3.34 Evolução da potência do reator durante o acidente.....	68
Figura 3.35 Temperaturas da água no fundo e no topo da piscina do reator.....	69
Figura 3.36 Vazão mássica em três diferentes pontos do reator mostrando a circulação natural. ....	69
Figura 4.1 Modelo para o WIMSD-5B de uma célula combustível sem barra de controle. Região 1- Combustível, 2- Revestimento, 3- Moderador e 4- Região extra. (Dimensões em cm). ....	74
Figura 4.2 Modelo para o WIMSD-5B de uma célula combustível com barra de controle (regiões 1, 2, 3, 4 e 5 representam uma barra de controle; regiões 6, 7, 8 e 9 representam uma célula combustível). ....	75
Figura 4.3 Seção de choque macroscópica de absorção da célula combustível sem barra de controle para o grupo 4. ....	77
Figura 4.4 Seção de choque macroscópica de fissão da célula combustível sem barra de controle para o grupo 4. ....	77
Figura 4.5 Coeficiente de difusão da célula combustível sem barra de controle para o grupo 4. ....	78
Figura 5.1 Visão lateral (plano xz) do modelo do núcleo do RMB. ....	82
Figura 5.2 Visão superior do núcleo do RMB mostrando as composições. ....	82
Figura 5.3 Densidade de potência média normalizada axial do CITATION. ....	87
Figura 5.4 Comparação entre as potências médias normalizadas relativas axiais do CITATION, RELAP5-3D <sup>®</sup> e PARCS. ....	88
Figura 5.5 Densidade relativa média de potência planar do núcleo do RMB (vista de cima) gerada pelos códigos (1) CITATION, (2) RELAP5-3D <sup>®</sup> (2 grupos), (3) RELAP5-3D <sup>®</sup> (4 grupos) e (4) PARCS, respectivamente. ....	89
Figura A.0.1 <i>Trips</i> utilizados para controle de reatividade.....	97
Figura A.2 Porta AND para representação do trip 651.....	98
Figura A.3 Porta AND para representação do trip 656.....	98
Figura A.4 Representação por portas lógicas dos <i>trips</i> que definem o sinal de retirada das barras de controle.....	99
Figura A.5 Representação por portas lógicas dos <i>trips</i> que definem o sinal de inserção das barras de controle.....	99
Figura A.6 Representação por portas lógicas dos <i>trips</i> que definem o sinal de desligamento do reator.....	99

## LISTA DE TABELAS

Tabela 2.1 Características do combustível do RMB. ....	9
Tabela 2.2 Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5. ....	18
Tabela 2.3 Classificação dos grupos de energia da biblioteca padrão WIMS.....	24
Tabela 3.1 Características gerais do reator Osiris (3ª versão). ....	28
Tabela 3.2 Comparação entre os valores de referência e os resultados do RELAP5 durante o estado estacionário para 70 MW de potência. ....	32
Tabela 3.3 Dimensões da piscina do reator. ....	37
Tabela 3.4 Dimensões dos elementos combustíveis.....	37
Tabela 3.5 Vazões e temperaturas do fluido adotado no RMB. ....	40
Tabela 3.6 Principais componentes da nodalização e suas respectivas numerações.....	41
Tabela 3.7 Dimensões das piscinas do RMB. ....	45
Tabela 3.8 Área de escoamento do fluido nas piscinas do RMB. ....	45
Tabela 3.9 Principais características dos componentes referentes às piscinas do RMB. ....	46
Tabela 3.10 Principais dados referentes a bomba utilizados no modelo do RMB. ....	46
Tabela 3.11 Região do núcleo – Componente 316.....	47
Tabela 3.12 Comparação entre resultados do RELAP5 e referências para 30 MW.....	48
Tabela 3.13 Casos simulados nas bombas do PCS.....	51
Tabela 3.14 Sumário dos casos analisados. ....	59
Tabela 3.15 Dados hidráulicos do núcleo do RMB com 25 canais TH.....	63
Tabela 3.16 Comparação entre resultados do RELAP5 e RELAP5-3D <sup>®</sup> ambos com 25 canais TH no núcleo para 30 MW de potência.....	67
Tabela 4.1 Limites de energia utilizados pelo código HAMMER-TECHNION .....	72
Tabela 4.2 Distribuição dos 69 grupos do WIMSD-5B. ....	73
Tabela 4.3 Célula de combustível sem barra de controle .....	74
Tabela 4.4 Concentrações dos isótopos do U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> .....	74
Tabela 4.5 Célula combustível com barra de controle .....	75
Tabela 4.6 Comparação do $k_{\infty}$ de uma célula combustível sem barra de controle para os códigos analisados. ....	76
Tabela 4.7 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do moderador da célula combustível sem barra de controle. ....	78
Tabela 4.8 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do combustível da célula combustível sem barra de controle. ....	79
Tabela 4.9 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do moderador da célula combustível com barra de controle. ....	79
Tabela 4.10 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do combustível da célula combustível com barra de controle.....	80
Tabela 5.1 Parâmetros neutrônicos utilizados na nodalização do RMB para cinética nodal no código NESTLE.....	81
Tabela 5.2 Distribuição dos <i>meshs</i> axiais no modelo neutrônico e TH.....	81
Tabela 5.3 Associação dos volumes hidrodinâmicos com os nós cinéticos e sua composição. ....	83
Tabela 5.4 Constantes de grupo para cada grupo de energia para as bases descontrolada e ativa controlada para a densidade de urânio de 2,4 g/cm <sup>3</sup> . ....	84
Tabela 5.5 Coeficiente de realimentação devido a mudanças na temperatura do moderador para a densidade de urânio de 2,4 g/cm <sup>3</sup> . ....	85
Tabela 5.6 Coeficiente de realimentação devido a mudanças na temperatura do combustível para a densidade de urânio de 2,4 g/cm <sup>3</sup> . ....	85

Tabela 5.7 Dados da composição para XSEC do PARCS para a densidade de urânio de $2,4 \text{ g/cm}^3$ .....	86
Tabela A.1 Resumo dos <i>Trips</i> de variáveis presentes e suas funções.....	100
Tabela A.2 Resumo dos <i>Trips</i> lógicos presentes e suas funções.....	101
Tabela B.1 Perda de carga nos componentes da nodalização do RMB.....	103

## LISTA DE SIGLAS

ANSTO	<i>Australian Nuclear Science and Technology Organization</i>
BDBA	<i>Beyond Design Basis Accidents</i>
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CEA	Centro de Energia Atômica
CDTN	Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
CFD	<i>Computational Fluid Dynamics</i>
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CRCN-NE	Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste
CTMSP	Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
DBA	<i>Design Basis Accident</i>
DBIE	<i>Design Basis Initiating Event</i>
DEN	Departamento de Engenharia Nuclear
DPD	Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento
EC	Elemento Combustível
EI	Evento Iniciador
EIBP	Evento Iniciador Base de Projeto
FSS	<i>First Shutdown System</i>
HWR	<i>Heavy Water New Production Reactor project</i>
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
IEN	Instituto de Engenharia Nuclear
INEL	Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho
INVAP	<i>INVESTIGACIONES APLICADAS</i>
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
IRD	Instituto de Radioproteção e Dosimetria
LABGENE	Laboratório de Geração de Energia Nucleoelétrica
LAPOC	Laboratório de Poços de Calda
LEU	<i>Low Enriched Uranium</i>
LNLS	Laboratório Nacional de Luz Síncrotron
LOCA	<i>Loss of Coolant Accident</i>
LOFA	<i>Loss of Flow Accident</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i>
MCTI	Ministério da Ciência e Tecnologia e Inovação
MTR	<i>Materials Test Reactor</i>
NEM	<i>Nodal Expansion Method</i>
NK	<i>Neutron Kinetics</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
OPAL	<i>Open Pool Australian Lighwater Reactor</i>
PACTI	Plano de Ação em Ciência Tecnologia e Inovação
PARCS	<i>Purdue Advanced Reactor Core Simulator</i>
PCS	<i>Primary Cooling System</i>
PIE	<i>Postulated Initiating Event</i>
PSAR	<i>Primary Safety Analysis Report</i>

PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
RAS	Relatório de Análise de Segurança
RCS	<i>Reflector Coolant System</i>
RELAP	<i>Reactor Excursion and Leak Analysis Program</i>
RMB	Reator Multipropósito Brasileiro
RSPCS	<i>Reactor and Service Pools Cooling System</i>
RIA	<i>Reactivity Insertion Accidents</i>
TH	<i>Thermal Hydraulic</i>
USP	Universidade de São Paulo
WIMS	<i>Winfrith Improved Multigroup Scheme</i>
3D	Tridimensional



# 1 INTRODUÇÃO

Para garantir que os limites de segurança não sejam superados em reatores nucleares é necessário que o sistema seja previamente verificado e avaliado. Para isso, utilizam-se ferramentas computacionais para analisar o comportamento termofluidodinâmico e neutrônico do sistema.

Desta forma, para as análises de segurança desses sistemas torna-se indispensável a utilização de códigos computacionais capazes de simular a distribuição temporal e espacial de parâmetros termo-hidráulicos e neutrônicos associada a variações nas condições de um reator nuclear.

Os grandes avanços tecnológicos na área computacional que vêm ocorrendo nos últimos anos promoveram aumentos significativos na velocidade de processamento e no armazenamento de dados. Esses melhoramentos tiveram impacto direto nos trabalhos de simulação nuclear os quais utilizam códigos computacionais de análises diversas.

Simulações de cenários complexos, os quais envolvem instabilidades em reatores de potência foram aperfeiçoadas pela utilização de códigos de sistemas acoplados de análise termo-hidráulica (TH) e de análise neutrônica (NK). Esta técnica consiste em incorporar o modelo neutrônico tridimensional (3D) do núcleo do reator dentro dos sistemas de códigos, principalmente para simular transitórios que envolvem distribuição de potência espacial assimétrica no núcleo e fortes efeitos de realimentação entre neutrônica e termo-hidráulica. Em quase todos os cenários de transitórios em reatores de potência, o uso de técnicas 3D acopladas é justificado pela grande variação temporal na distribuição de potência no núcleo do reator.

As técnicas de acoplamento neutrônico/termo-hidráulico fornecem uma descrição mais realista dos efeitos locais e interações acopladas núcleo/usina. Além disso, esses sistemas estão sendo aprimorados, proporcionando simulações de transitórios com resultados cada vez mais próximos dos casos reais.

Metodologias de acoplamento entre códigos também vêm sendo utilizadas para análise de reatores de pesquisa (Feltus and Miller, 2000; Reis, 2013; Hamidouche et al., 2009; Pautz and Birkhofer, 2003).

A operação dos reatores de pesquisa é caracterizada por ações e intervenções humanas, sendo que a maioria apresenta pequeno potencial de perigo para o público em comparação com os reatores de potência, mas podem representar maior risco potencial para seus operadores (IAEA, 2006). Considerando os diferentes tipos de reatores de pesquisa e sua diversificada utilização, a análise de segurança deve ser proporcional ao risco potencial, assegurando que o projeto e a operação conduzam à segurança adequada.

A análise de segurança aplicada a um reator de pesquisa deve contemplar todas as atividades realizadas para atingir o objetivo para o qual o reator foi projetado e construído ou modificado. Isso inclui construção, manutenção, testes e inspeção, troca de combustível e manuseio de material radioativo (incluindo a produção de radioisótopos), operação de dispositivos experimentais, usando os sistemas do reator de pesquisa e outras atividades associadas (IAEA, 2005).

Reatores de pesquisa são utilizados para diversos fins, incluindo pesquisa e treinamento, produção de radioisótopos, radiografia neutrônica e ensaios de materiais, resultando em diferentes regimes operacionais e conceitos de projetos. Além disso, a necessidade de maior flexibilidade na sua utilização requer uma diferente abordagem para alcançar ou gerenciar a segurança em comparação com os reatores nucleares para produção de energia elétrica.

Tendo em vista a importância do uso de códigos computacionais para análise de segurança em reatores de pesquisa no Brasil, este trabalho contribui desta forma para segurança utilizando como modelo o projeto do Reator Multipropósito Brasileiro - RMB. Para isso, foram utilizados códigos mundialmente utilizados e verificados para análise TH e NK.

A tecnologia computacional de acoplamento entre códigos é capaz de representar fenômenos físicos em mais detalhes, incluindo a análise de efeitos multidimensionais. O acoplamento é um método eficiente de introduzir a realimentação dos diversos sistemas e a sua interdependência ao avaliar acidentes de reatores, considerando as possíveis interações entre comportamentos interligados, tais como neutrônico e termo-hidráulico.

Apesar de sistemas de códigos acoplados TH/NK serem atualmente ferramentas essenciais para análises determinísticas de segurança de reatores nucleares, ainda não são intensamente utilizados em nosso País. A experiência adquirida em um trabalho de tese anterior a este (Reis, 2013), bem como os esforços dispendidos durante a execução do presente trabalho, poderá ser aplicada para utilização de metodologias de acoplamento para reatores de potência como, por exemplo, Angra I, II e III, durante as fases de modificação, avaliação de segurança e licenciamento. Portanto, este é um projeto de interesse nacional dentro do programa nuclear brasileiro e proporcionará ao Brasil um avanço em questão de análise de segurança de reatores nucleares, além de aumentar qualitativa e quantitativamente o desempenho científico e tecnológico do país.

O trabalho de desenvolver um modelo para simulações de um reator para um sistema de códigos acoplados representa um grande desafio diante da sua complexidade exigindo a união de conhecimentos em análise neutrônica, termo-hidráulica e sistemas de controle. Este trabalho apresenta um modelo para simulação TH do reator RMB e a aplicação da metodologia de acoplamento para realizar cálculo acoplado TH/NK para tal reator.

Dessa forma, o objetivo deste trabalho foi desenvolver um modelo TH e neutrônico para o reator RMB, para utilização da metodologia de acoplamento entre códigos de análise termo-hidráulica e neutrônica para esse reator. Inicialmente, o RMB foi modelado para uso com o código de análise de segurança RELAP5. Esse código faz análise da parte termo-hidráulica utilizando cálculo de cinética pontual. Posteriormente, utilizou-se uma versão mais recente deste código que é o RELAP5-3D<sup>®</sup>. Esse código realiza o processo de acoplamento interno através da opção de cálculo de cinética nodal utilizando o código neutrônico NESTLE o qual resolve a equação de difusão de nêutrons. Porém, para realizar o cálculo RELAP5/NESTLE acoplado é necessário gerar as constantes de grupo, que são seções de choque macroscópicas que irão servir como dados de entrada para o modelo neutrônico. Para esta finalidade, foi utilizado o código de cálculo de célula WIMSD-5B. Como objetivo secundário, foi utilizado o código de

análise neutrônica PARCS para modelar o núcleo 3D do RMB, a fim de comparar os resultados de distribuição de potência média radial e axial do núcleo com os resultados gerados pelo código RELAP5-3D<sup>®</sup>.

Em relação à metodologia, os seguintes passos foram seguidos:

1. Elaboração e verificação de um modelo TH no código RELAP5-MOD3.3 utilizando como base de dados o reator de pesquisa Osiris, que é uma das referências no projeto do RMB;
2. Elaboração e verificação de um modelo TH no código RELAP5-MOD3.3 utilizando como base de dados o reator de pesquisa OPAL, definido pela equipe de projeto do RMB como reator base para o RMB;
3. Verificação do modelo RMB através de comparações com dados do reator OPAL e com cálculos de CFD (*Computational Fluid Dynamics*) realizados no CDTN;
4. Adaptação e verificação do modelo RELAP5-MOD3.3 para o código RELAP5-3D<sup>®</sup> usando cinética pontual;
5. Geração das seções de choque do reator utilizando o código WIMSD-5B;
6. Introdução de dados 3D do reator no código de análise neutrônica NESTLE (interno ao código RELAP5-3D<sup>®</sup>), bem como introdução das seções de choque macroscópicas geradas pelo código WIMSD-5B, para realização do cálculo acoplado com cinética nodal TH/NK;
7. Simulação e verificação do modelo 3D TH/NK com o código RELAP5-3D<sup>®</sup> acoplado para o reator RMB para cálculo estacionário;
8. Modelagem neutrônica no código PARCS e comparação dos resultados obtidos (distribuição radial e axial de potência média normalizada) com os resultados fornecidos pelos códigos RELAP5-3D<sup>®</sup> e CITATION.

A tese está organizada em seis capítulos, sendo que o primeiro capítulo apresenta esta introdução.

O segundo capítulo apresenta a revisão bibliográfica, onde basicamente são descritos o RMB e os códigos utilizados.

O modelo TH, bem como resultados de estados estacionários e transitórios é apresentado no terceiro capítulo.

O quarto capítulo descreve a geração das seções de choque macroscópicas e dos coeficientes de realimentação de temperatura utilizando o código de célula WIMSD-5B.

O modelo neutrônico desenvolvido para os códigos RELAP5-3D e PARCS com seus respectivos resultados de estado estacionário são apresentados no quinto capítulo.

O último capítulo apresenta as conclusões.

## 2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

### 2.1 O Reator Multipropósito Brasileiro

A proposta de construção e operação do Reator Multipropósito Brasileiro - RMB foi estabelecida em 2007 como meta do Plano de Ação em Ciência, Tecnologia e Inovação - PACTI do Ministério da Ciência e Tecnologia e Inovação - MCTI (Linha de Ação 18 do PACTI 2007 – 2010). O RMB é um empreendimento estruturante, de arraste tecnológico para o setor nuclear e de importância fundamental para viabilizar objetivos estratégicos do país referentes ao programa nuclear brasileiro em atendimento às necessidades da sociedade.

#### 2.1.1 O Empreendimento do RMB

O empreendimento RMB é um projeto do Governo Federal, através do MCTI e tem sua execução sob a responsabilidade da autarquia Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN.

No âmbito da CNEN, o empreendimento é coordenado pela Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento - DPD e desenvolvido por meio das unidades de pesquisa dessa diretoria: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN; Instituto de Engenharia Nuclear - IEN; Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear - CDTN; Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - CRCN-NE; Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD; Laboratório de Poços de Caldas - LAPOC.

O empreendimento RMB conta com a parceria estratégica do Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo - CTMSP e tem também a participação de outros centros de pesquisa, universidades (USP, UFMG entre outras), laboratórios e empresas do setor nuclear, gerando sinergia entre as áreas técnicas e científicas nacionais.

A concepção, análise do projeto básico e ações de licenciamento dos sistemas do reator e principais instalações são realizadas por técnicos das unidades de pesquisa da DPD/CNEN com o suporte do CTMSP. O projeto básico e executivo deverá ser desenvolvido por empresas nacionais e parcerias internacionais. A construção e montagem deverão ser executadas por empresas nacionais com parcerias internacionais (MRS Estudos Ambientais, 2013).

O empreendimento RMB tem como objetivo dotar o país de um reator nuclear de pesquisa e instalações associadas para as seguintes aplicações:

- Produzir radioisótopos para aplicação na saúde, indústria, agricultura e meio ambiente;
- Irradiar materiais e combustíveis nucleares, de forma a permitir sua análise de desempenho e comportamento sob os diversos campos de radiação de um reator nuclear;
- Realizar pesquisas científicas e tecnológicas com feixes de nêutrons.

As principais instalações que compõem o empreendimento são:

- Reator nuclear com fluxo de nêutrons apropriado às aplicações desejadas ( $>2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>.s). A potência nominal do reator será de 30 MW;
- Células quentes para processamento de <sup>99</sup>Mo e <sup>131</sup>I;
- Células quentes para manuseio de radioisótopos com aplicação em medicina, indústria e outras aplicações;
- Circuitos experimentais para testes de irradiação de combustíveis e materiais;
- Células quentes para análise pós-irradiação de combustíveis e materiais;
- Edifício com guias de nêutrons e salão de experimentos;
- Equipamentos diversos para análises de base científica e tecnológica;
- Laboratório de radioquímica e aplicação de técnica de ativação por nêutrons;
- Instalações de tratamento e armazenamento dos rejeitos radioativos;
- Laboratórios específicos e oficinas suporte à operação e experimentos;
- Infraestrutura para pesquisadores e funcionários.

As principais contribuições do empreendimento ao País são listadas abaixo.

- Para a área da saúde:
  - Nacionalização da produção do <sup>99</sup>Mo, garantindo autonomia e soberania no fornecimento do <sup>99m</sup>Tc à classe médica e assegurando o pleno atendimento da demanda da população brasileira, com possibilidade de exportar a produção excedente;
  - Nacionalização dos principais radioisótopos produzidos em reatores, e que hoje são importados, para aplicação médica na diagnose, terapia e braquiterapia.
- Para a indústria, meio ambiente e agricultura:
  - Produção dos radioisótopos, atualmente importados, para aplicação em gamagrafia industrial. Ampliação da capacidade de produção de traçadores radioativos para aplicação em atividades de pesquisa de meio ambiente e agricultura.
- Para a área estratégica de reatores de potência e ciclo do combustível nuclear:
  - Capacidade para testar e qualificar combustíveis nucleares para propulsão naval; combustíveis avançados desenvolvidos para as centrais nucleares brasileiras; e novos combustíveis para reatores de pesquisa;
  - Capacidade para testar materiais e processos especiais utilizados nos elementos combustíveis, vasos e estruturas internas dos reatores nucleares das centrais nucleares brasileiras e de propulsão naval;
  - Contribuição ao uso contínuo e desenvolvimento das instalações do ciclo do combustível nuclear (produção de UF<sub>6</sub>, enriquecimento de U até 20%, produção de elementos combustíveis de reatores de pesquisa) garantindo ao país a soberania e o domínio tecnológico sustentável nessa área.
- Para o fortalecimento da base científica e tecnológica:
  - Ampliação da capacidade nacional existente em análise por ativação com nêutrons e aplicações de técnicas nucleares;

- Criação de um Laboratório Nacional em complemento ao Laboratório Nacional de Luz Síncrotron - LNLs para atender a comunidade científica brasileira em suporte a áreas como nanotecnologia, biologia estrutural, desenvolvimento e caracterização de novos materiais, etc., por meio da utilização de feixe de nêutrons;
- Disponibilização de uma instalação de pesquisa de ponta na América Latina, podendo servir de polo de integração regional de pesquisa científica e tecnológica e formação de recursos humanos.

A Figura 2.1 apresenta de forma concisa itens que precisam ser abordados no projeto do reator. Do lado esquerdo são apresentados os “produtos” da operação do RMB, destacando-se a produção de radioisótopos, a irradiação e teste de combustíveis e materiais, e as diversas aplicações possíveis com feixes de nêutrons. Do lado direito, estão colocadas as “necessidades” para o projeto, construção, comissionamento, licenciamento e operação do RMB. Na parte central, está apresentado o reator e a infraestrutura física que será necessária para atender às diversas demandas (CNEN, 2008).

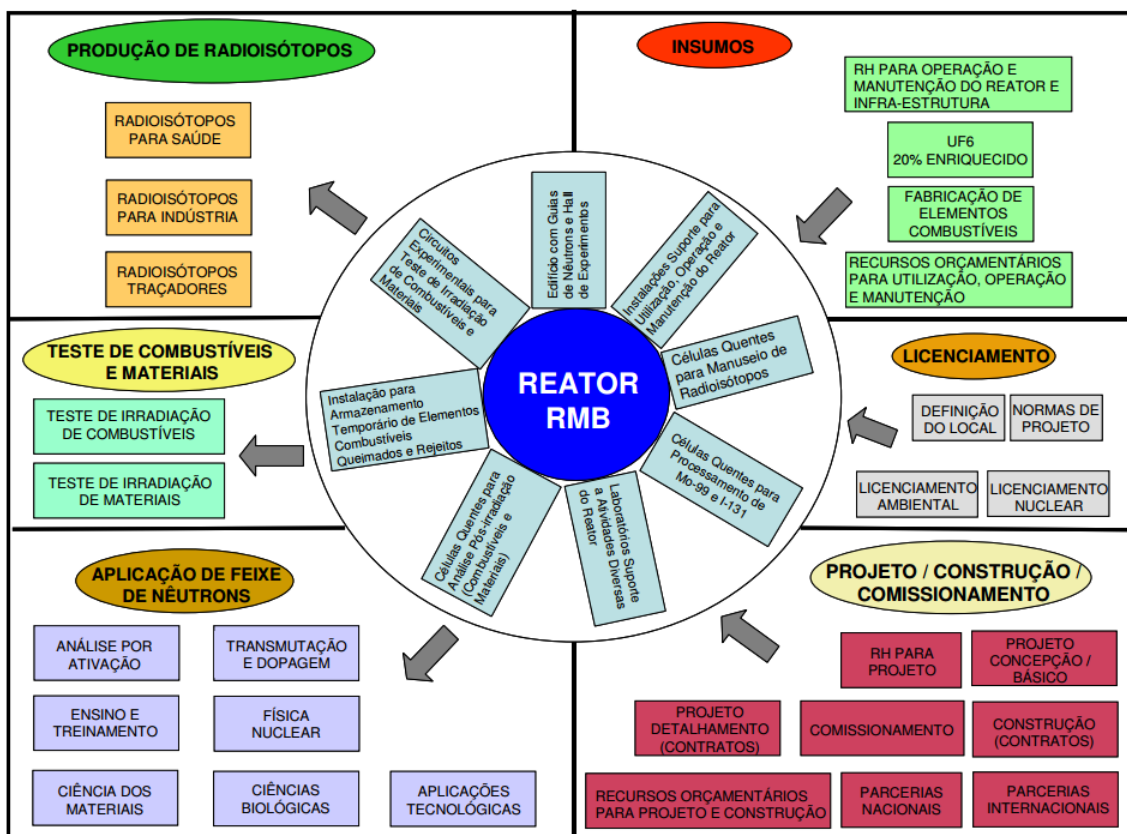


Figura 2.1 Características gerais do projeto do RMB.

Fonte: (CNEN, 2008).

O RMB, deve ser projetado e construído com atendimento às normas brasileiras vigentes e dentro de padrões internacionais de segurança e confiabilidade. Consiste de três fases distintas: a primeira de implantação (projeto, construção, montagem, licenciamento e comissionamento) do reator nuclear de pesquisa e instalações

associadas para produção de radioisótopos, teste de irradiação de combustíveis nucleares e materiais, e realização de pesquisas com feixes de nêutrons; a segunda, de operação da instalação, durante 50 anos consecutivos; e a terceira, posteriormente à segunda, na manutenção das instalações e materiais radioativos e nucleares por mais 50 anos antes do descomissionamento total da instalação.

O RMB e toda a sua infraestrutura associada será instalado em área contígua ao Centro Experimental de Aramar do CTMSP, localizado no município de Iperó, São Paulo, a 110 quilômetros da capital, caracterizando-se como uma instalação civil com acessos exclusivos.

O empreendimento contará com uma área de mais de 2 milhões de metros quadrados. O RMB em conjunto às instalações do CTMSP em Aramar constituirão o maior polo de tecnologia nuclear do País, pois haverá dois reatores nucleares (o de pesquisa - RMB e o de teste - LABGENE - Laboratório de Geração de Energia Nucleoelétrica do CTMSP) e toda uma infraestrutura laboratorial de tecnologia nuclear.

O empreendimento RMB está previsto para entrar em funcionamento em 2018. Seu custo é de US\$ 500 milhões (R\$ 850 milhões em 2011), estimado com base em instalações semelhantes construídas em outros países (MRS Estudos Ambientais, 2013).

### **2.1.2 Descrição do RMB**

O projeto do RMB usa como referências em seu projeto os reatores Osíris, da França e principalmente o reator OPAL (*Open Pool Australian Lighwater Reactor*) da ANSTO (*Australian Nuclear Science and Technology Organization*), projetado pela empresa Argentina INVAP (*INVESTIGACIONES APLICADAS*) e construído na Austrália.

O RMB será do tipo piscina aberta e de baixo enriquecimento de urânio (*Low Enriched Uranium* - LEU). A potência será de 30 MW<sub>th</sub>. O núcleo do reator será compacto, terá elementos combustíveis do tipo MTR (*Materials Test Reactor*) com placas planas e será refrigerado e moderado a água leve. Um tanque de água pesada deverá circundar aproximadamente  $\frac{3}{4}$  do contorno do núcleo (Figura 2.2), o qual atuará como refletor de nêutrons e incluirá uma instalação para acomodar dispositivos para fornecer feixes de nêutrons para experimentos a serem localizados dentro do saguão do reator. O outro lado do núcleo que não será circundado pelo tanque de água pesada terá uma placa de berílio que também atuará como refletor de nêutrons.

Toda a estrutura do núcleo estará localizada dentro de uma seção transversal retangular denominada “chaminé”, que formará parte do circuito primário de refrigeração. O resfriamento do núcleo do reator será promovido pela circulação forçada de água desmineralizada, no sentido ascendente. Em operação normal, o refrigerante será bombeado através dos canais do núcleo e então, via tubulações, para o trocador de calor antes de retornar para a entrada do núcleo. Uma grade removível será colocada no topo da chaminé para proteger o núcleo de eventuais quedas de objetos. A grade será removida durante o carregamento e descarregamento do núcleo.

O núcleo e o refletor estarão localizados dentro de uma piscina de água leve desmineralizada, que fornecerá a blindagem radiológica em todas as condições de operação do reator. A água da piscina também refrigera a região externa ao núcleo

durante as operações e o próprio núcleo (circulação natural) após o desligamento, retirando calor residual.

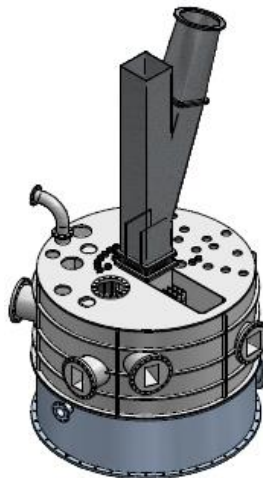


Figura 2.2 Tanque de água pesada do RMB.  
Fonte: (CNEN, 2012).

#### 2.1.2.1 Projeto termo-hidráulico

O calor gerado no núcleo do reator e nos dispositivos de irradiação deverá ser removido de maneira a garantir a integridade do núcleo e destes dispositivos. O RMB terá quatro circuitos de refrigeração:

- Sistema de camada de água quente;
- Sistema de refrigeração do primário;
- Sistema de refrigeração das piscinas do reator e de serviço;
- Sistema de refrigeração do refletor.

Um modo de evitar o transporte da água ativada no núcleo para a superfície da piscina é assegurar um fluxo de água descendente do topo da chaminé em sentido contrário ao fluxo de água proveniente do núcleo. A água na saída do núcleo é succionada, juntamente com a água proveniente do topo da chaminé, através do bocal de saída da chaminé. A água é, então, recalcada pelas bombas e segue para os trocadores de calor. Cada trocador de calor deve ser dimensionado para remover todo calor gerado no núcleo do reator, a fim de que cada um dos circuitos independentes possa garantir o funcionamento seguro do mesmo, aumentando assim a disponibilidade do reator. Em seguida, a água retorna à câmara inferior a qual deverá proporcionar boas condições de homogeneização. Na câmara inferior, é instalada uma válvula unidirecional que permitirá a descarga de aproximadamente 10% da vazão do primário diretamente na piscina. Para garantir melhor homogeneização da temperatura da água na piscina, a saída da válvula é conectada a um anel em torno da câmara inferior. O restante de refrigerante (90%) escoar através do núcleo para refrigeração do mesmo, sendo novamente bombeado. A fração de água descarregada na piscina é igual à fração que entra pelo topo da chaminé, estabelecendo o fluxo descendente de supressão da água ativada do núcleo e, removendo também o calor gerado fora do núcleo. Válvulas de circulação natural deverão ser acopladas ao circuito de refrigeração para garantir um



sistema de convecção natural ainda mais eficiente na remoção de calor no desligamento do reator.

### 2.1.2.2 Elementos combustíveis

Os elementos combustíveis do RMB serão do tipo MTR de  $U_3Si_2$ -Al (siliceto de urânio disperso em placa de alumínio) com enriquecimento de 19,75 % de U-235 e densidade de até  $4,8 \text{ gU cm}^{-3}$ , com um total de 21 placas combustíveis planas por elemento. O processo/tecnologia de fabricação é de responsabilidade do IPEN/CNEN-SP. A Tabela 2.1 mostra as principais características do combustível e suas dimensões.

Tabela 2.1 Características do combustível do RMB.

Fonte: (MRS Estudos Ambientais, 2013).

Item	Especificação
<b>COMBUSTÍVEL NUCLEAR</b>	
Tipo de combustível	$U_3Si_2$ disperso em Al
<b>ELEMENTO COMBUSTÍVEL (EC)</b>	
Dimensões da seção transversal	80,49 mm x 80,49 mm
Número de placas combustíveis	21
Comprimento ativo	615 mm
Largura ativa	65 mm
Espessura da placa combustível	1,35 mm (placas internas) 1,50 mm (placas externas)
Dimensões do canal de refrigeração	2,45 mm x 70,5 mm
Espessura do combustível	0,61 mm
<b>NÚCLEO ATIVO</b>	
Densidade do $U_3Si_2$	$12,2 \text{ g/cm}^3$
Densidade máxima do urânio no combustível	$4,8 \text{ g/cm}^3$
Densidade do combustível	$6,5 \text{ g/cm}^3$
Fração em volume do Al na mistura	60 %
<b>PÓ DE <math>U_3Si_2</math></b>	
Composição isotópica (teor de $^{235}\text{U}$ no pó)	$19,75 \pm 0,20$ % em peso do U total
Teor de urânio total	$\geq 91,3$ % em massa
Teor de silício	$\geq 7,4$ % em massa
<b>PÓ DE Al</b>	
Teor de Al	$\geq 99,5$ % em massa
<b>REVESTIMENTO</b>	
Material do revestimento	Liga de Al (6061)
Densidade do Al	$2,7 \text{ g/cm}^3$

O núcleo do RMB terá 23 elementos combustíveis, duas posições de irradiação de materiais localizadas na parte central do núcleo e duas guias de barra de controle. Essas guias acomodarão seis placas de elementos absorvedores (Ag-In-Cd) que se moverão para cima e para baixo dentro das guias, como mostrado na Figura 2.3 (a). Em

2.3 (b) é mostrada uma visão superior do núcleo e de suas vizinhanças, como a placa de berílio e parte do tanque de água pesada.

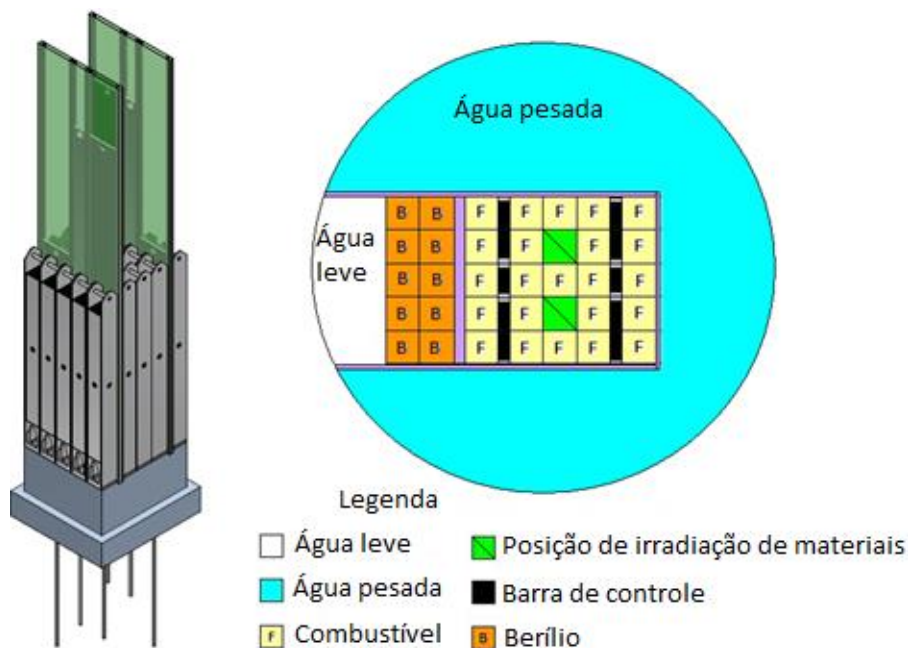


Figura 2.3(a) Representação do núcleo do RMB (b) Visão superior do núcleo e suas vizinhanças.

Fonte: Adaptado de (CNEN, 2012).

Os elementos combustíveis tipo MTR são formados pela montagem de um conjunto de placas combustíveis espaçadas entre si, permitindo a passagem de um fluxo de água que serve como refrigerante e moderador. A Figura 2.4 mostra o esquema de montagem. As placas combustíveis consistem de um núcleo, contendo o material físsil, que é totalmente revestido com alumínio, e são fabricadas adotando-se a tradicional técnica de montagem, núcleo, moldura e revestimentos e posterior laminação, técnica conhecida internacionalmente com o nome de *Picture Frame Technique* (Souza, 2011).

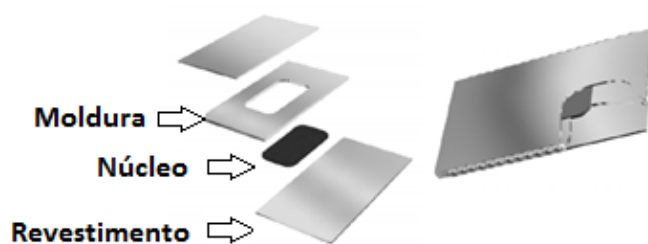


Figura 2.4 Esquema ilustrativo da montagem do conjunto núcleo-moldura-revestimentos.

Fonte: (Saliba et al., 2011).

O elemento combustível (EC) do RMB será constituído de 21 placas combustíveis de acordo com a Figura 2.5 (a) que mostra os canais de refrigeração entre as placas combustíveis e os detalhes do canto do elemento combustível com suas dimensões (Figura 2.5 (b)).

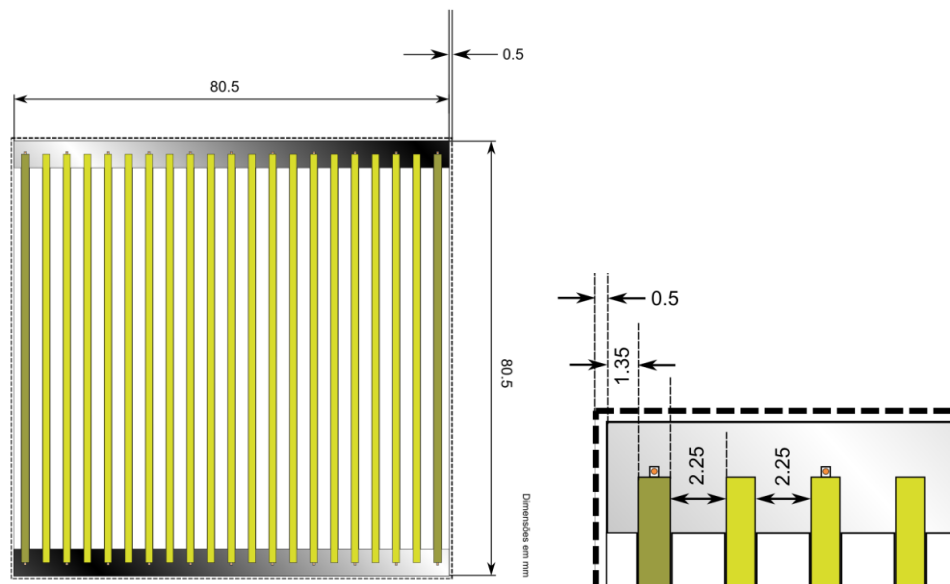


Figura 2.5(a) EC do RMB (b) Detalhes do EC, canto e distâncias entre as placas. (Dimensões em mm).  
Fonte: (CNEN, 2011a).

### 2.1.2.3 Controle de reatividade e sistemas de desligamento

O controle de reatividade será feito por barras absorvedoras de nêutrons (liga de Ag-In-Cd). As barras serão movimentadas para cima e para baixo por um mecanismo de acionamento localizado em uma sala abaixo da piscina do reator. Algumas destas barras serão classificadas como de segurança e serão quase totalmente retiradas do núcleo durante o funcionamento normal. As demais barras serão utilizadas para o controle da potência do reator, sendo que no início do ciclo de operação deverão estar quase totalmente inseridas e até o final do ciclo estarão quase totalmente retiradas, de forma a compensar a variação de reatividade devido à queima do combustível.

O desligamento (*scram*) do reator será garantido pela inserção simultânea de todas as barras (controle e segurança) quase que instantaneamente (menos de um segundo), embora a inserção do conjunto de barras de segurança ou do conjunto de barras de controle, independentemente, seja suficiente para garantir o desligamento.

As barras poderão ser atuadas automaticamente pelo sistema de proteção do reator, independente do sistema de controle. Como critério de projeto, este sistema de acionamento de barras apresentará falha segura, ou seja, na falta de energia elétrica para acionamento, as barras serão inseridas no núcleo, por gravidade (CNEN, 2008).

## 2.2 Análises de acidentes para o RMB

O licenciamento de um reator de pesquisa tem o propósito de garantir sua operação segura, levando em conta a saúde e a segurança dos operadores, bem como a proteção ao meio ambiente.

Para o licenciamento e operação do RMB deve ser elaborado o Relatório de Análise de Segurança - RAS, incluindo todos os circuitos de irradiação associados ao reator. O objetivo do RAS é o estudo, exame e descrição do comportamento previsto da

instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar:

- as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório e
- a implementação de itens de segurança para prevenir acidentes e atenuar as consequências dos acidentes que possam ocorrer.

A análise de acidentes de um reator nuclear inclui uma revisão do projeto do reator, com a finalidade de verificar se todos os critérios de segurança foram aplicados de acordo com os requerimentos e normas do órgão licenciador, ou seja, da CNEN. Esta análise é baseada na premissa que a instalação deverá ser projetada para assegurar e/ou mitigar as consequências de situações anormais ou de acidentes provenientes de eventos iniciadores denominados Acidentes Base de Projeto (*Design Basis Accidents – DBA*), bem como a identificação dos acidentes que excedem a base de projeto (*Beyond Design Basis Accidents – BDBA*).

### **2.2.1 Identificação de eventos iniciadores**

Para um estudo criterioso da análise de segurança de uma instalação nuclear devem ser seguidas as seguintes etapas de estudos:

- Definição dos critérios limitantes de operação do reator;
- Definição das condições básicas de operação do reator para análise de acidentes;
- Identificação de todos os eventos postulados que podem iniciar uma condição anormal de operação ou um acidente;
- Análise qualitativa de todos os eventos iniciadores de acidentes;
- Identificação dos acidentes limitantes do projeto, ou seja, dos acidentes base de projeto;
- Definição das ferramentas de cálculo e simulação dos acidentes base de projeto.

Eventos Iniciadores (EIs) são eventos que têm potencial para ultrapassar os limites de segurança da instalação nuclear. Eles são os iniciadores de sequências de falhas. As principais causas dos EIs provêm de falha de equipamentos e erros do operador (dentro e fora da instalação do reator), acidentes induzidos pelo homem ou catástrofes naturais. Seguindo a orientação da Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA, um conjunto de EIs foi montado para avaliação do projeto do RMB. Esta lista engloba todos os aspectos de projeto, operação e utilização de reatores de pesquisa.

Os EIs apresentados nesta análise foram obtidos através de uma comparação sistemática da lista dos EIs da (IAEA, 2005) com o projeto do RMB. A avaliação também do projeto do RMB resultou na identificação de outros EIs que são específicos a esse projeto (CNEN, 2011b).

A seguir são apresentados os principais EIs que foram selecionados para a análise de segurança do RMB. Cada item abaixo é dividido em vários subitens, porém são apresentados somente os itens principais:

1. Perda do suprimento de potência elétrica;

2. Inserção de excesso de reatividade;
3. Perda de vazão;
4. Perda de refrigerante;
5. Operação incorreta de equipamentos ou componentes;
6. Eventos internos especiais;
7. Eventos externos;
8. Erros humanos;
9. Perda da fonte fria (falha de bomba ou válvula, ruptura do sistema);
10. Perda do sistema de água pesada;
11. Operações incorretas na utilização do reator;
12. Acionamento espúrio dos componentes dos sistemas de segurança.

Os itens acima numerados de 9 a 12 foram adicionados à lista da IAEA, pois foram identificados como relevantes na análise de segurança do RMB (CNEN, 2011b).

### ***2.2.2 Identificação dos Eventos Iniciadores Base de Projeto***

Cada Evento Iniciador (EI) foi então avaliado para determinar se era ou não relevante para o projeto do RMB. Se o evento considerado for relevante, ele é então identificado como pertencendo à base de projeto e considerado um Evento Iniciador Base de Projeto - EIBP. A filosofia utilizada foi que todos os EIs fossem aplicados ao projeto do RMB a menos que eles pudessem ser excluídos. Os critérios de exclusão foram:

- a) inaplicabilidade ao projeto do RMB;
- b) eliminação por prescrições inerentes ao projeto.

A filosofia do projeto é que nenhum dano significativo ao núcleo ou aos circuitos de irradiação ocorrerá para qualquer Acidente Base de Projeto. Certos danos aos elementos combustíveis são toleráveis, causando uma ruptura no revestimento com pequenas consequências. O objetivo da análise é mostrar que o núcleo e os circuitos de irradiação são conduzidos de modo seguro a um estado de desligamento, sendo estes resfriados por circulação natural. Para demonstrar esse desempenho, considera-se conservativamente, que a atuação dos sistemas de segurança envolvidos opera com os mínimos valores de projeto.

Uma vez que o EIBP é identificado, descreve-se a sequência de eventos. A sequência de eventos inclui a atuação dos sistemas de segurança que controlam o processo iniciado pelo EIBP, sendo que o projeto do reator inclui os meios para automaticamente iniciar a operação dos sistemas de segurança necessários. Isto garante que as três funções principais de segurança, ou seja, desligamento do reator, resfriamento do núcleo e o confinamento de radionuclídeos são efetuados com um alto grau de confiabilidade.

Em alguns casos, na presença de um EIBP, será útil para o operador tomar outras medidas para trazer o reator para um estado estável a longo prazo. Na medida do possível, o projeto reduz as demandas sobre o operador, particularmente para o período durante e após uma condição de acidente (CNEN, 2011b).

## 2.3 Códigos computacionais adotados

### 2.3.1 Códigos para análise termo-hidráulica

O desenvolvimento de códigos termo-hidráulicos é um fator fundamental na análise de acidentes em reatores nucleares, pois tem o objetivo de simular o funcionamento de todo o conjunto ou, ainda, de uma parte do reator e, assim, fornecer dados para o projeto da central e dos dispositivos de segurança. Esses códigos são utilizados no processo de licenciamento de usinas nucleares, permitindo a avaliação do comportamento do reator em condições normais de operação e de acidentes. Possibilita, ainda, a previsão da atuação dos sistemas de emergência, quando são simulados transientes decorrentes de um acidente postulado.

Nas últimas décadas surgiram programas computacionais para simular o comportamento termo-hidráulico de plantas nucleares, quando da ocorrência de acidentes. Dentre estes programas encontram-se RELAP, TRAC, ATHLET e CATHARE. A maioria destes programas possui uma filosofia realista (*best estimate*), ou seja, tentam retratar de forma mais real possível a fenomenologia dos acidentes e transientes analisados. Todos esses programas simulam acidentes e transitórios em plantas nucleares, por meio da solução das equações de balanço de massa, energia e quantidade de movimento para cada uma das fases: líquida e vapor. Eles diferem entre si, basicamente, no método numérico utilizado para resolver as equações diferenciais.

O RELAP é um exemplo de família de códigos em desenvolvimento nas últimas 4 décadas para fins de análise de segurança. Ao longo da evolução desse código, diferentes versões foram desenvolvidas, algumas com métodos conservativos voltadas para o licenciamento, outras que usam a metodologia *best estimate*. Esses códigos foram inicialmente desenvolvidos para simulações de acidentes básicos de projeto nas centrais nucleares, tal como um acidente do tipo LOCA. No entanto, com o aumento do poder de cálculo dos computadores, o RELAP teve sua capacidade estendida para simular diversos transitórios termo-hidráulicos que podem ocorrer nas centrais nucleares.

Neste trabalho, particularmente, foi utilizado o código de análise de transitórios para reatores a água leve (*Light Water Reactor - LWR*), RELAP5 - *Reactor Excursion and Leak Analysis Program*, desenvolvido no Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho - INEL para a *U. S. Nuclear Regulatory Commission - US NRC* o qual é largamente utilizado para simular cenários transitórios em reatores de potência tais como PWR - *Pressurized Water Reactor* e BWR - *Boiling Water Reactor*. Entretanto, vários trabalhos recentes têm demonstrado a capacidade de utilização do código RELAP5 na simulação de condições de operação de reatores de pesquisa (baixa pressão, potência, vazão, etc). A aplicabilidade de códigos de sistema, como o RELAP5, às necessidades dos reatores de pesquisa foi confirmada pelas atividades recentes da IAEA (IAEA, 2008). Definitivamente, os códigos de sistema estão suficientemente aperfeiçoados para a aplicação à análise de acidentes em reatores de pesquisa (US NRC, 2001; Adorni et al., 2005; Antariksawan et al., 2005; Davis, 2002; Di Maro et al., 2003; Costa et al., 2010; Hamidouche et al., 2004; Khedr et al., 2005; Končar and Mavko, 2003; Reis et al., 2010).

A mais recente versão das séries de código RELAP5 é o código RELAP5-3D<sup>®</sup>. RELAP5-3D<sup>®</sup> é um código altamente genérico que, em adição aos cálculos de comportamento do sistema termofluidodinâmico do reator durante um transitório, pode ser utilizado para simular uma grande variedade de transitórios termo-hidráulicos em sistemas nucleares e não nucleares envolvendo misturas de vapor, líquido e gases não condensáveis. A maior atribuição que distingue o código RELAP5-3D<sup>®</sup> das versões anteriores é a capacidade de modelagem termo-hidráulica e neutrônica multidimensionais. Estas características removem qualquer tipo de restrição para a aplicação do código na simulação de acidentes em reatores, principalmente em transitórios onde há forte acoplamento entre efeitos neutrônicos e termo-hidráulicos.

### 2.3.1.1 O código RELAP5-MOD3.3

O RELAP5-MOD3.3 (US NRC, 2001) é um código de simulação termo-hidráulica que considera componentes e fenômenos unidimensionais e escoamento de refrigerante em duas fases, líquido e vapor. Apesar de ser unidimensional ele disponibiliza modelos para escoamento transversal entre os volumes que compõe a simulação. Além das fases líquida e de vapor do refrigerante ele ainda considera a presença e o transporte de gases e de boro dissolvido. O modelo hidrodinâmico conta com seis equações de conservação (massa, momento e energia), três para a fase de vapor e três para a fase líquida.

A estrutura computacional do código de sistema RELAP5 consiste basicamente dos seguintes itens:

- Equações de balanço;
- Equações de estado;
- Equações constitutivas;
- Modelos especiais (bomba, combustível, turbinas, separador de vapor, válvulas, diversos tipos de refrigerantes, etc.);
- Equação de transferência e condução de calor;
- Neutrônica, normalmente pontual acoplada às equações de balanço e às equações constitutivas via coeficientes de combustível e de moderador ou via temperatura das estruturas e do fluido, respectivamente;
- Método de solução numérica.

Quando um modelo é submetido ao código RELAP5, os primeiros dados se referem a opções de modelos que têm sido inseridos à medida que o código é testado pelos usuários. A lista de opções é continuamente renovada e deve-se atentar para este fato verificando sempre as atualizações do código. Atualmente, noventa variáveis lógicas definidas como “falso” ou “verdadeiro” podem ser selecionadas. Por exemplo, selecionando a opção número 24 ativa-se o modelo SRL de ebulição subresfriada no RELAP5, o qual é mais indicado para baixas pressões. A maioria dos modelos disponíveis para fluxo subresfriado disponíveis na literatura foram desenvolvidos e verificados para aplicações em alta pressão (acima de 10 bar) para, por exemplo, análise de reatores de potência. Os esforços de grupos de pesquisa para o desenvolvimento e validação de códigos computacionais têm levado a estudos sobre ebulição subresfriada

em condições de baixas pressões (1–2 bar) para proporcionar a simulação de operação de reatores de pesquisa que operam praticamente em condições de pressão atmosférica (Končar e Mavko, 2003). Sob condições de baixa pressão, a temperatura de saturação é baixa e a diferença de densidade entre líquido e vapor é muito maior do que sob condições de alta pressão levando ao aumento do tamanho das bolhas e à diminuição da frequência de nucleação.

O código RELAP5 contém algumas limitações para estabilizar os esquemas de solução numérica. Uma das limitações que causam desvios significativos nos resultados é a restrição chamada de “umbrella”. Essa limitação reduz o coeficiente de transferência de calor volumétrico interfacial quando a fração de vazio se aproxima de zero ou um. A restrição guarda-chuva é ativada usando o esquema numérico semi-implícito e não possui bases físicas. De acordo com o manual do RELAP5, o limite é requerido para evitar falhas no código devido a erros nas propriedades da água causados por altas taxas de condensação. Porém, para cálculo de reatores de pesquisa, é melhor não utilizar essa limitação. A opção 37, quando selecionada, desativa o modelo “umbrella”.

Outra opção importante no cálculo TH/NK acoplado é a de número 88. Essa opção, quando selecionada, ativa o acoplamento 3D com o código de análise neutrônica PARCS, tendo efeito direto sobre a modelagem das estruturas de calor.

Os dados de entrada necessários à simulação de um sistema complexo, tal como um sistema termonuclear, podem abranger quatro áreas distintas:

### Hidrodinâmica

A modelagem de um canal no RELAP5 é feita utilizando um componente do tipo *pipe*. Para modelar um *pipe*, informações básicas como número de volumes em que o mesmo será dividido e suas respectivas áreas e comprimentos devem ser fornecidas. Além disso, as seguintes informações para cada volume são necessárias:

- ângulo vertical (menor ou igual a 90°);
- a rugosidade da parede interna e o diâmetro hidráulico;
- Reynolds para perda de carga direta e para perda de carga reversa. Esses valores são opcionais e se não forem inseridos, a perda de carga é considerada como zero;
- vários *flags* devem ser definidos como (1) ou (0) e especificam se certos modelos devem ser considerados, tais como o modelo de estratificação vertical, atrito na parede, opção de equilíbrio (mesma temperatura) ou não-equilíbrio (temperatura desigual), modelo homogêneo (equação de momento para uma velocidade) ou não-homogêneo (equações de momento para duas velocidades), presença ou não de boro, entre várias outras opções.

O tipo de fluido também deve ser especificado. Valores de pressão e de temperatura também são requeridos como condições iniciais do cálculo. Para a água, a tabela hidrodinâmica usada pelo RELAP5 está baseada na equação da energia livre de Helmholtz no documento IAPWS-1995 (International Association for the Properties of Water and Steam).

### Estruturas de Calor

- Geometria dos componentes;
- Tipos de materiais e propriedades termofísicas;



- Localização das fontes quentes; distribuições iniciais de temperatura.

A condução de calor unidimensional em geometrias retangulares, cilíndricas e esféricas pode ser usada para representar as estruturas de calor em qualquer componente no RELAP5. Assume-se que a distribuição de temperatura na direção axial ou radial é a mesma através da estrutura modelada. Especificamente, a equação usada para a geometria retangular é

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left( k \frac{\partial T}{\partial x} \right) + S \quad (2.1)$$

onde T é a temperatura, t é o tempo, x é o comprimento, S é a fonte interna de calor,  $\rho C_p$  é coeficiente de calor volumétrico e k é a condutividade térmica. Dessa forma, para descrever a estrutura de calor no código RELAP5, é necessário definir valores do coeficiente de calor volumétrico em  $J/m^3K$  e da condutividade térmica em unidade de  $W/mK$  dos materiais correspondentes a cada região da estrutura de calor. Estes valores geralmente são inseridos em forma de tabela em função da temperatura. Se durante os cálculos, os valores de temperatura extrapolam os valores fornecidos nas tabelas, uma mensagem de erro é gerada e o cálculo é interrompido.

Opcionalmente os dados de alguns materiais podem ser utilizados diretamente, pois o código RELAP5 possui internamente as propriedades de quatro materiais sendo: aço-carbono (C-STEEL), aço inoxidável (S-STEEL), dióxido de urânio ( $UO_2$ ), e zircônio (ZR). As propriedades são selecionadas ao inserir os nomes dos materiais conforme aparecem entre parênteses anteriormente.

### Sistemas de Controle

A modelagem da estrutura de calor inclui os dados básicos:









- Características dos controladores;
- Filtros, ganhos, limites de saturação, atrasos, tempos de abertura/fechamento de válvulas;
- Velocidades máxima/mínima das bombas, etc.

### Neutrônica

- Reatividade inicial;
- Dados sobre a exposição;
- Dados sobre a fração de nêutrons atrasados, fração dos produtos de fissão, etc.

O código inclui muitos componentes com os quais sistemas gerais podem ser simulados. Entre estes componentes estão bombas, válvulas, estruturas de liberação ou absorção de calor, tubos, extensores, etc., além de componentes de sistemas de controle e sistemas secundários. A Tabela 2.2 mostra os componentes mais utilizados nas simulações.

Tabela 2.2 Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5.

Componente	Identificador	Esquema na nodalização	Uso principal
Volume simples	SNGLVOL		Representa um segmento de vazão que não requer um tubo ( <i>pipe</i> ) ou uma ramificação ( <i>branch</i> ).
Tubo	PIPE		Representa um canal de vazão no sistema, pode ter de 1 a 100 volumes. Quando existe mais de um volume, junções internas conectam os subvolumes.
Ramificação	BRANCH		Representa um canal que pode ter até 10 junções conectadas a ele.
Junção simples	SNGLJUN		Conecta um componente a outro.
Válvula	VALVE		Simula a presença e o comportamento de seis tipos diferentes de válvulas.
Junção dependente do tempo	TMDPJUN		Conecta um componente a outro, especificando condições de contorno.
Bomba	PUMP		Simula a presença e o comportamento de uma bomba centrífuga.
Acumulador	ACCUM		Simula o acumulador de um PWR.

### 2.3.2 Códigos de análise neutrônica

Em geral, os códigos de análise neutrônica resolvem a equação de difusão de nêutrons a multigrupo gerando informações relevantes para análise neutrônica do núcleo do reator, como  $k_{eff}$ , distribuição de fluxo de nêutrons, densidade de potência, entre outros parâmetros. Existem modelos 1D e 3D para cinética de nêutrons. Se o interesse é analisar fenômenos de oscilações regionais, um modelo cinético neutrônico 3D é essencial. Alguns exemplos desses tipos de códigos são: PARCS, NESTLE, CITATION e SIMULATE-3.

### 2.3.2.1 O código RELAP5-3D<sup>®</sup>

Embora o RELAP5-3D<sup>®</sup> seja um melhoramento do código RELAP5, ou seja, um código considerado de análise termo-hidráulica, ele será incluído nesta seção (códigos de análise neutrônica) para descrever melhor o seu modelo neutrônico, que é composto pelo código NESTLE.

O RELAP5-3D<sup>®</sup> (The RELAP5-3D<sup>®</sup> Code Development Team, 2009) está entre os últimos das séries do código RELAP5 e contém importantes modificações sobre suas versões anteriores. O principal atributo que distingue essa versão das versões anteriores é a capacidade de modelagem neutrônica e termo-hidráulica multidimensional totalmente integrada. Isso remove qualquer tipo de restrição na aplicabilidade do código para uma escala completa de acidentes postulados.

O modelo de cinética neutrônica multidimensional é baseado no código NESTLE, desenvolvido na *North Carolina State University*, o qual resolve a equação de difusão de nêutrons para dois ou quatro grupos, permitindo o uso de geometrias cartesiana e hexagonal utilizando o método de expansão nodal (*Nodal Expansion Method - NEM*). Opções diferentes de simetria do núcleo estão disponíveis, sendo um quarto, metade ou o núcleo inteiro para a geometria cartesiana e 1/6, 1/3, e o núcleo inteiro para geometria hexagonal.

O RELAP5-3D<sup>®</sup> tem duas opções de cinética: pontual ou multidimensional. Na cinética pontual o modelo assume a forma do fluxo neutrônico constante (cinética utilizada pelo RELAP5) de acordo com a equação 2.2

$$\Phi_{(\vec{r}, E, t)} = N_{(t)} \psi_{(\vec{r}, E)} \quad (2.2)$$

ou seja, o fluxo de nêutrons  $\Phi_{(\vec{r}, E, t)}$  é função da posição ( $\vec{r}$ ), da energia (E) e do tempo (t) e sua solução pode ser separada em uma parte que depende do tempo ( $N_{(t)}$ - fator de amplitude) e uma outra que é independente do tempo e com dependência espacial ( $\Psi$ - fator distribuição) (Duderstadt and Hamilton, 1976). Para mudanças significativas de reatividade no núcleo do reator o modelo de cinética pontual não é adequado para descrever o perfil de potência.

O modelo de cinética multidimensional do código RELAP5-3D<sup>®</sup> foi desenvolvido para permitir que o usuário modele transitórios no reator quando a distribuição espacial do fluxo de nêutrons varia com o tempo, onde o modelo é baseado no código NESTLE. Neste modelo é necessário fornecer as seções de choque macroscópicas nos dados de entrada. As seções de choque macroscópicas são parametrizadas como função das temperaturas do combustível, fração de vazio do fluido ou densidade do fluido, concentração de veneno queimável, e temperaturas do fluido. Um modelo de barra de controle foi implementado para que o efeito da posição inicial e subsequente movimento das barras de controle durante transitórios possam ser levados em conta na computação das seções de choque macroscópicas (The RELAP5-3D<sup>®</sup> Code Development Team, 2009).

Durante um transitório, a equação de difusão de multigrupos com os precursores de nêutrons atrasados é resolvida pelo código em cada nó cinético do modelo

$$\frac{1}{V_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \sum_{g'=1}^G \Sigma_{s_{gg'}} \phi_{g'} + (1 - \beta) \chi_g^{(P)} \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + \sum_{i=1}^{I^{(D)}} \chi_{gi}^{(D)} \lambda_i C_i + \vec{\nabla} \cdot D_g \vec{\nabla} \phi_g - \Sigma_{tg} \phi_g + S_{ext_g} \quad (2.3)$$

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = \beta_i \sum_{g=1}^G v_g \Sigma_{fg} \phi_g - \lambda_i C_i \quad (2.4)$$

onde:

- $D_g$  = coeficiente de difusão do grupo de energia  $g$  (cm);
- $\Phi_g$  = fluxo de nêutrons do grupo de energia  $g$  (n/cm<sup>2</sup>.s);
- $\Sigma_{tg}$  = seção de choque macroscópica total (cm<sup>-1</sup>);
- $\Sigma_{sgg'}$  = seção de choque macroscópica de espalhamento do grupo  $g$  para o grupo  $g'$  (cm<sup>-1</sup>);
- $\chi_g^{(P)}$  = fração dos nêutrons prontos gerados no grupo de energia  $g$ ;
- $\chi_{ig}^{(D)}$  = fração dos nêutrons atrasados para o precursor do grupo  $i$  gerado no grupo de energia  $g$ ;
- $k$  = fator de multiplicação;
- $v_g$  = número médio de nêutrons gerados por fissão;
- $\Sigma_{fg}$  = seção de choque macroscópica de fissão do grupo de energia  $g$  (cm<sup>-1</sup>);
- $V_g$  = velocidade dos nêutrons para o grupo de energia  $g$  (cm/s);
- $C_i$  = concentração do precursor de nêutrons no grupo de precursor  $i$ ;
- $\lambda_i$  = constante de decaimento para o grupo  $i$  (1/s);
- $\beta_i$  = fração de todos os nêutrons de fissão emitidos por fissão no precursor do grupo  $i$ ;
- $\beta$  = fração total dos nêutrons atrasados.

Devem ser fornecidos os coeficientes de realimentação de reatividade para simular a realimentação entre neutrônica e termo-hidráulica devido a mudanças nas propriedades termofísicas do refrigerante do reator e do combustível durante um transitório. Esses coeficientes atualizam os valores das seções de choque de base durante a evolução dos parâmetros citados acima. O conjunto de seções de choque macroscópicas é definido como composição. O usuário define um número de composições e especifica qual composição será usada no cálculo de cada nó neutrônico do modelo do núcleo do reator. Um nó neutrônico é uma célula do núcleo, que pode representar uma parte do elemento combustível ou uma parte de um elemento do refletor. Uma figura de composição especifica a composição para todos os nós cinéticos em um único plano axial no modelo do reator e as figuras de composição são necessárias para cada plano axial no modelo do reator. O usuário pode especificar quantas figuras de composição são necessárias para descrever o reator. O acoplamento do modelo neutrônico 3D com o modelo termo-hidráulico 3D é definido depois da definição da zona do núcleo. Uma zona é definida por um grupo de volumes termo-hidráulicos e suas relativas estruturas de calor. Valores

médios de variáveis termo-hidráulicas serão usadas para o cálculo do nó cinético associado. O usuário é quem define o número de zonas. O mapa da zona do núcleo para cada plano axial é chamada de zona de figura, e a mesma zona de figura pode ser especificada para mais de um nível axial.

### Modelo de seções de choque macroscópicas

As seções de choque macroscópicas são necessárias para cada composição e para cada grupo de energia. Essas composições consistem do coeficiente de difusão (D), seção de choque macroscópica de absorção ( $\Sigma_a$ ), seção de choque macroscópica de fissão ( $\Sigma_f$ ), *buckling* geométrico (medida da curvatura do perfil de fluxo no núcleo do reator), o produto do número de nêutrons produzidos por evento de fissão ( $\nu$ ) pela seção de choque macroscópica de fissão ( $\nu\Sigma_f$ ), e a seção de choque macroscópica de espalhamento do grupo g para o grupo g' ( $\Sigma_{sg'g}$ ). Fatores de descontinuidade para cada face do nó cinético são necessários para cada grupo de energia. No RELAP5-3D<sup>®</sup>, existem três modelos para descrever as seções de choque (modelo RAMONA, modelo HWR - *Heavy Water New Production Reactor project* e modelo GEN) que podem ser escolhidos pelo usuário. O usuário também pode fornecer o seu próprio modelo na forma de subrotina externa. O modelo de seção de choque utilizado neste trabalho foi o GEN, e portanto será descrito com mais detalhes a seguir.

### Modelo de seção de choque GEN

Esse modelo de seção de choque é o mais geral e foi desenvolvido como parte do projeto de desenvolvimento do RELAP5-3D<sup>®</sup>. A função de seção de choque GEN é definida para três estados, *active controlled* (barras de controle inseridas), *driver controlled* e *uncontrolled* (barras de controle retiradas).

A seção de choque macroscópica calculada pelo código é a soma da seção de choque de base  $\Sigma_{base}$  (fornecida pelo usuário) e a variação da seção de choque  $\Delta\Sigma$  devido a mudanças nas propriedades termofísicas do sistema.

$$\Sigma = \Sigma_{base} + \Delta\Sigma \quad (2.5)$$

A variação  $\Delta\Sigma$  é calculada pelo código multiplicando a seção de choque de base ( $\Sigma_{base}$ ) por uma soma de contribuições de realimentação.

$$\Delta\Sigma = \Sigma_{base} [a. \Delta T_m + b. \Delta \rho_m + c. (\Delta \rho_m)^2 + d. \Delta B_m + e. \Delta T_f] \quad (2.6)$$

Os coeficientes “a”, “b”, “c”, “d” e “e” são respectivamente os coeficientes de realimentação devido a mudanças da temperatura média do moderador (a, 1/K), coeficientes de realimentação linear devido a mudanças na densidade média do moderador (b, 1/(kg/m<sup>3</sup>)), e quadrático (c, 1/(kg/m<sup>3</sup>)<sup>2</sup>), coeficiente de realimentação devido a mudanças na concentração média de boro no moderador (d, 1/ppm) e o coeficiente de realimentação devido a mudanças na temperatura média do combustível

(e, 1/K). Esses coeficientes são fornecidos pelo usuário para cada composição, para cada estado (*active controlled*, *driver controlled* e *uncontrolled*) e para cada grupo de energia de nêutrons. O usuário não necessariamente deve entrar com todos os coeficientes, devem-se gerar os coeficientes que são relevantes para o tipo de reator em questão. Esses coeficientes são gerados variando os seus respectivos parâmetros de forma individualizada em um código de cálculo de célula.

### 2.3.2.2 O código PARCS

O código PARCS (*Pardue Advanced Reactor Core Simulator*) é um programa de análise neutrônica 3D desenvolvido para a NRC pela Universidade de *Pardue*, Estados Unidos (Joo et al., 1998). Tal programa resolve a equação da difusão de nêutrons para casos estacionários e transitórios predizendo a resposta dinâmica do reator a perturbações de reatividade tais como movimento das barras de controle ou variações nas condições de temperatura e densidade do refrigerante no núcleo do reator. O código pode ser acoplado aos códigos TRAC-M e RELAP5. No processo de acoplamento, o código PARCS recebe do cálculo RELAP5 informações sobre a temperatura do combustível e do moderador e densidade do moderador. Então, para essas novas condições de operação, o código PARCS obtêm as correspondentes seções de choque macroscópicas através da interpolação dentro dos valores disponíveis nos arquivos de entrada do PARCS. De posse dos valores para as novas condições de temperatura e densidade, recalcula o fluxo de nêutrons (potência nodal) para as novas características retornando novos valores de potência nodal para o código RELAP5. Resumidamente, o código PARCS faz uma correção nas seções de choque macroscópicas em função dos parâmetros termo-hidráulicos modificados e então resolve a equação de difusão para estes novos coeficientes.

O código é aplicado para análise de núcleos de reatores BWRs e PWRs carregados com arranjos combustíveis do tipo retangular ou hexagonal. PARCS usa seções de choque macroscópicas as quais podem ser fornecidas nas formas de dois grupos ou multigrupos usando o mesmo cartão de entrada. As seções de choque macroscópicas nodais ( $\Sigma$ ) são designadas como uma função da concentração de boro (B, em ppm), a raiz quadrada da temperatura do combustível ( $T_f$ ), temperatura do moderador ( $T_m$ ), densidade do moderador ( $D_m$ ). A contribuição das barras de controle é definida como o produto do volume nodal das barras de controle ( $\zeta$ ) e o fator de depressão do fluxo local nas barras de controle ( $\alpha$ ). Simbolicamente, a seção de choque é função de:

$$\Sigma(B, T_f, T_m, D_m, \alpha, \zeta) = \Sigma_0 + a_1 \Delta B + a_2 \Delta T_f^{1/2} + a_3 \Delta T_m + a_4 \Delta D_m + a_5 \Delta D_m^2 + \alpha \zeta \Delta \Sigma_{CR} \quad (2.7)$$

### 2.3.3 Código para cálculo de célula

Basicamente um código de cálculo de célula tal como o WIMSD consiste em solucionar a equação de transporte de nêutrons em um determinado meio (combustível, revestimento e moderador) com o objetivo de obter as seções de choque da célula em questão. O processo de geração de seção de choque em poucos grupos consiste em homogeneizar e colapsar – as seções de choque macroscópicas de interesse para o

modelo homogêneo da célula, ou seja, sair de  $n$  grupos de energia para em geral 2 ou 4, ou para quantos outros grupos de energia o usuário desejar.

A parte referente ao cálculo energético para geração de constantes de grupo é dividida em duas partes, isto é, divide-se o problema em duas regiões de energia. Uma parte do código descreve o comportamento do sistema na região conhecida como térmica, e a outra parte referente à energia superior à térmica, denominada, de região rápida. Entretanto, o usuário pode definir quantas regiões de energia desejar.

Alguns exemplos de códigos de cálculo de célula são: WIMSD, HAMMER-TECHNION, CASMO e HELIOS.

### 2.3.3.1 O código WIMSD-5B

O código WIMS (*Winfrith Improved Multigroup Scheme*), desenvolvido entre 1963 e 1965 no Centro de Energia Atômica de Winfrith (UKAEA), é um código para cálculo de elementos ou células combustíveis de qualquer tipo de reator, incluindo reatores rápidos e térmicos. Este código tem aplicação na obtenção dos parâmetros físicos de reatores de diversos tipos, desenvolvendo cálculo de células em quatro geometrias diferentes: células homogêneas, placas ou barras cilíndricas, arranjos de barras ou placas (geometria *cluster*) e multicélula (Oak Ridge National Laboratory, 2007).

Basicamente, em qualquer versão, o código WIMS calcula a distribuição do fluxo de nêutrons e valores do fator de multiplicação de nêutrons infinito ( $k_{\infty}$ ) ou efetivo ( $k_{\text{eff}}$ ), resolvendo a equação de transporte de nêutrons.

Na versão usada neste trabalho (WIMSD-5B), o código inicia os cálculos através da determinação do espectro para cada um dos 69 grupos energéticos divididos em três blocos, sendo 14 grupos rápidos, 13 ressonantes, 42 térmicos da biblioteca de seções de choque microscópicas, utilizando uma geometria simplificada e o método de probabilidades de colisão para tratamento heterogêneo.

As informações principais que podem ser obtidas através do cálculo com o WIMSD-5B são:

- fator de multiplicação infinito;
- fator de multiplicação efetivo (quando se informa dados de fugas);
- valores dos *bucklings* que tornam o sistema crítico;
- constantes de poucos grupos para cálculos de núcleo em função da queima e de outras correções possíveis de serem introduzidas nos cálculos;
- seções de choque macroscópicas e coeficiente de difusão (D);
- as constantes médias da célula; e as concentrações finais dos núclídeos iniciais e dos produtos de fissão nos casos de queima.

De posse dos valores de espectro para cada região considerada, o programa faz a colapso das seções de choque hiperfinas para seções de choque efetivas a poucos grupos, seguindo a opção feita pelo usuário.

O código realiza então a solução em multigrupo da equação de transporte na estrutura de poucos grupos especificada, utilizando-se das constantes colapsadas. Nesta etapa do cálculo, o código dispõe de diferentes métodos, integrais e diferenciais a serem selecionados de acordo com a geometria do problema e a opção do usuário.

A biblioteca padrão do código WIMS contém os dados básicos em forma de seções de choque a multigrupo para os isótopos e materiais mais usados em núcleos de reatores nucleares. Foi estruturada com 69 grupos de energia entre 0,0 eV e 10 MeV conforme classificação mostrada na Tabela 2.3.

Tabela 2.3 Classificação dos grupos de energia da biblioteca padrão WIMS.

Grupos	Faixa de energia	Classificação
01 a 14	10,000 MeV a 9,118 kev	Rápidos
15 a 27	9,118 kev a 4,000 eV	Ressonantes
28 a 69	4,000 eV a 0,000 eV	Térmicos

Uma célula representativa com três ou quatro regiões é simulada como um cilindro, placa ou simetria esférica. A composição e a geometria desta célula representativa são definidas pelos dados descritos para os materiais através de cartões de entrada. Os materiais podem ser tratados como combustível (1), revestimento (2), refrigerante (3) e moderador (4), respectivamente como mostrado na Figura 2.6. Todos os materiais de uma dada espécie são tratados pelo código e colocados em camadas apropriadas do cilindro (placa ou esfera). A equação de transporte de nêutrons é resolvida para a célula pela probabilidade de colisões. Os resultados dos cálculos são: fluxos multigrupos,  $k_{\infty}$  e as seções de choque macroscópicas para a célula.

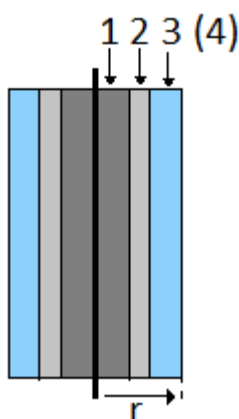


Figura 2.6 Modelo representativo espacial de uma placa combustível: (1) combustível, (2) revestimento, (3) refrigerante e (4) moderador.

#### 2.3.4 Acoplamento entre Códigos de Análise Termo-Hidráulica e Neutrônica

Os avanços computacionais verificados nos últimos anos tiveram impacto direto nos trabalhos de simulação nuclear possibilitando inclusive o acoplamento simultâneo de códigos para cálculos mais aproximados do comportamento dos reatores nucleares de pesquisa e de potência.

A possibilidade de acoplamento entre códigos, mais especificamente, códigos de análise termo-hidráulica e códigos de análise neutrônica para simulação de acidentes com variação considerável de reatividade tem sido investigada em vários países.

Diferentes tipos de acoplamentos entre a termo-hidráulica e a neutrônica têm sido usados tais como, por exemplo, TRAC-BF1/ENTREE, RELAP5-3D<sup>®</sup>, TRAC-



BF1/RAMONA, MARS/MASTER, RETRAN-3D, TRAC-BF1/NEM, RELAP5/PANBOX/COBRA, e RELAP5/PARCS, citados no documento da Agência de Energia Nuclear (NEA, 2004).

Devido à importância do tema, a Agência de Energia Nuclear (NEA), reunindo esforços de pesquisadores de vários países (Itália, Espanha, Suécia, República Tcheca, Estados Unidos, França e Alemanha) divulgou estudos do projeto CRISSUES-S em 2004 em um documento composto por três volumes (NEA, 2004). Entre os diversos tipos de acoplamento descritos em tais documentos, encontram-se os acoplamentos RELAP5/PARCS e TRACE/PARCS. O acoplamento RELAP5/PARCS tem sido utilizado no Departamento de Engenharia Nuclear – DEN da Universidade Federal de Minas Gerais – UFMG para simulação de reatores de potência (Soares et al., 2011a; Costa et al., 2007).

Uma característica importante no acoplamento entre códigos está relacionada à interface de comunicação entre eles. Dessa forma, investigações nos processos de acoplamento voltadas para tais interfaces possíveis para conectar o código RELAP5 a outros códigos foram o foco inicial no estudo das metodologias de acoplamento e continuam ainda em desenvolvimento (Stosic, 1996; Santos, 2004; Weaver, 2005a; Weaver, 2005b; Kozlowski et al., 2004).

O acoplamento TH-NK pode ser feito de duas maneiras – interno e externo. Segundo Ivanov and Avramova (2007), ambos os métodos têm suas vantagens e desvantagens. No acoplamento externo, o código neutrônico é combinado separadamente com um modelo TH do núcleo do reator. Tal método facilita o procedimento de acoplamento usando poucas modificações nos códigos termo-hidráulicos. Entretanto, pode gerar instabilidades numéricas e lenta convergência. No acoplamento interno, como o RELAP5-3D<sup>®</sup>, o modelo de cinética nodal 3D é integrado dentro do modelo TH. Este tipo de acoplamento requer significativa quantidade de informações a serem trocadas entre estes dois códigos dentro de um mesmo sistema de cálculo, mas, por outro lado, é um sistema detalhado e direto de cálculo.

A simulação do comportamento do reator é feita iterativamente utilizando-se o código de análise termo-hidráulica e o código de cinética neutrônica de forma a calcularem simultaneamente. Uma interface paralela como, por exemplo, a PVM (*parallel virtual machine*), no acoplamento externo, deve ser utilizada para realizar a troca contínua de informações entre os dois códigos. No processo de acoplamento, o código de análise neutrônica utiliza dados da solução termo-hidráulica (temperatura e densidade do moderador, temperatura do combustível nuclear) calculados pelo código de análise termo-hidráulica para incorporar esses efeitos nas seções de choque macroscópicas. Por outro lado, o código de análise termo-hidráulica utiliza dados de potência calculados pelo código de análise neutrônica e resolve a condução do calor nas estruturas de calor.

Em Hamidouche et al., (2009) utiliza-se da técnica de acoplamento com os códigos RELAP5 e PARCS em um *benchmark* para um reator de pesquisa MTR do tipo piscina, moderado a água leve de 10 MW de potência. O problema deste *benchmark* consistia na determinação das condições de estado estacionário do núcleo e seu comportamento em eventos de inicialização como os Acidentes de Inserção de Reatividade (*Reactivity Insertion Accident - RIA*) e acidentes de perda de vazão (*Loss of*

*Flow Accident- LOFA*). As seções de choque utilizadas no código neutrônico PARCS foram geradas usando o código de célula WIMSD-5B. Os efeitos no núcleo do reator durante um RIA só são possíveis de verificar quando se utiliza de ferramentas de cálculos computacionais acoplados, onde é possível verificar a distribuição de potência planar e consequentemente tridimensional, e assim é possível ter uma visão mais realista dos efeitos do núcleo provocados por realimentações de reatividade.

Portanto, a utilização de códigos de sistemas acoplados para avaliação de reatores de pesquisa é justificável pela necessidade de cálculos de simulação 3D capazes de reproduzir mais realisticamente o comportamento do reator em casos de eventos com grande variação da reatividade. Dessa forma, os sistemas 3D acoplados tornam-se ferramentas essenciais principalmente para análise de segurança de reatores de potência e de pesquisa. Neste trabalho será apresentada a utilização da metodologia de acoplamentos para cálculo de estado estacionário.

### 3 DESCRIÇÃO DO MODELO TERMO-HIDRÁULICO

Será descrita neste capítulo a modelagem termo-hidráulica do RMB para o código RELAP5-MOD3.3. O modelo TH, começando pelo núcleo do reator, foi sendo alterado gradativamente à medida que eram definidos parâmetros básicos do projeto do RMB. Inicialmente, o reator RMB seria projetado tendo como base o reator francês Osiris e, portanto, o modelo termo-hidráulico do reator RMB desenvolvido neste trabalho utilizou, em princípio, dados do reator Osiris, conforme será descrito na subseção 3.1. Ao longo do trabalho de tese, o projeto do RMB foi modificado tendo sido então baseado no projeto do reator australiano OPAL. Portanto, a modelagem do RMB foi estabelecida tendo como base de dados o reator OPAL, a qual é descrita na subseção 3.2. Novos componentes, circuitos e conseqüentemente maior detalhamento foram sendo incorporados ao modelo ao longo do tempo. Inicialmente, será apresentado o modelo TH, resultados de estado estacionário e alguns transitórios do reator francês de pesquisa Osiris, o qual serviu como base inicial para o projeto do reator RMB.

#### 3.1 O Reator Osiris

O reator Osiris é um reator de pesquisa com potência térmica de 70 MW localizado no Centro da Comissão de Energia Atômica (CEA) de Saclay, na França. É um reator do tipo piscina aberta, moderado a água leve. Os principais objetivos do Osiris são irradiação de elementos combustíveis e materiais estruturais de reatores de potência e produção de radioisótopos.

O reator Osiris foi modificado três vezes com significantes alterações em algumas de suas características, principalmente no combustível. A primeira versão do reator operou de 1964 a 1968, com uma potência de 50 MW. Na segunda versão, entre 1968 a 1979, foi aumentada a potência para 70 MW e, durante o terceiro período, entre 1979 e 1993, o combustível foi mudado de 22 para 17 placas com geometrias diferentes, porém conservando a mesma potência. Desde 1993 o combustível foi modificado para uma liga de  $U_3Si_2Al$  (siliceto do urânio).

Para ser possível a modelagem para o código RELAP5 do reator foi necessário obter informações relativas aos dados de funcionamento do mesmo. O estudo desenvolvido com o RELAP5 foi baseado na terceira versão do reator Osiris por haver mais informações e dados disponíveis. Assim, com base em documentos como *Commissariat a l'Energie Atomique* (1970) e CEA (2005) foram feitas pesquisas e análises dos circuitos presentes no reator e de seu núcleo. A Figura 3.1 mostra o circuito primário de refrigeração do núcleo.

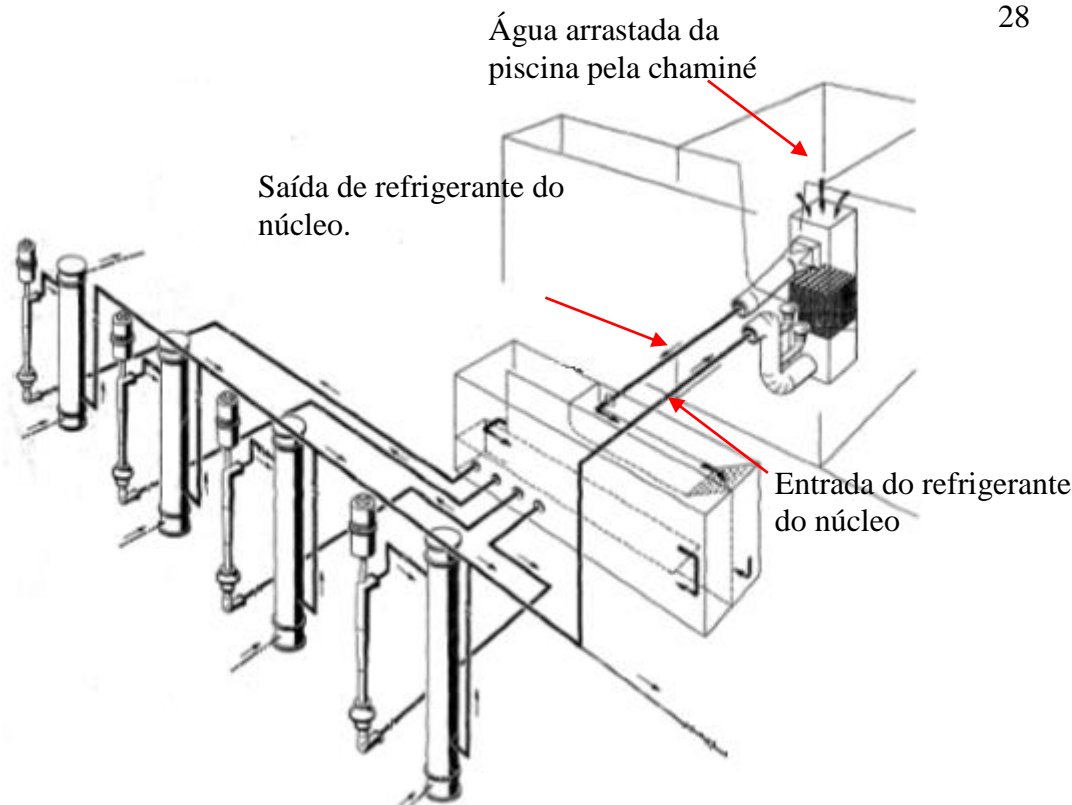


Figura 3.1 Esquema simplificado do circuito primário de refrigeração do núcleo do reator Osiris.

Fonte: (*Commissariat a l'Energie Atomique*, 1970).

A Figura 3.2 ilustra um modelo do reator Osiris mostrando seus principais componentes e circuitos. O reator Osiris tem três circuitos para refrigeração, sendo eles: circuito primário, refrigeração da piscina do reator e o terceiro dedicado à purificação da água da piscina do reator. A Tabela 3.1 mostra os dados gerais do reator Osiris em sua última atualização (CEA, 2005).

Tabela 3.1 Características gerais do reator Osiris (3ª versão).

Descrição	Valor
Potência nominal	70 MW
Moderador	H <sub>2</sub> O
Refletor	H <sub>2</sub> O, berílio
Fluxo neutrônico térmico no núcleo	$3,0 \times 10^{18}$ neutrons.m <sup>-2</sup> .s <sup>-1</sup>
Fluxo neutrônico rápido no núcleo (E > 0.1 MeV)	$4,5 \times 10^{18}$ neutrons.m <sup>-2</sup> .s <sup>-1</sup>
Vazão no núcleo (entrada/saída)	1092,2/1133,7 kg/s
Vazão da piscina do reator para o núcleo pela chaminé	41,5 kg/s
Temperatura no trocador de calor do circuito primário (entrada/saída)	324 K/310 K
Temperatura do trocador de calor do circuito da piscina (entrada/saída)	308 K/306 K
Vazão na piscina (entrada/saída)	179,6/138,1 kg/s
Vazão do circuito de purificação da água da piscina	~8,3 kg/s

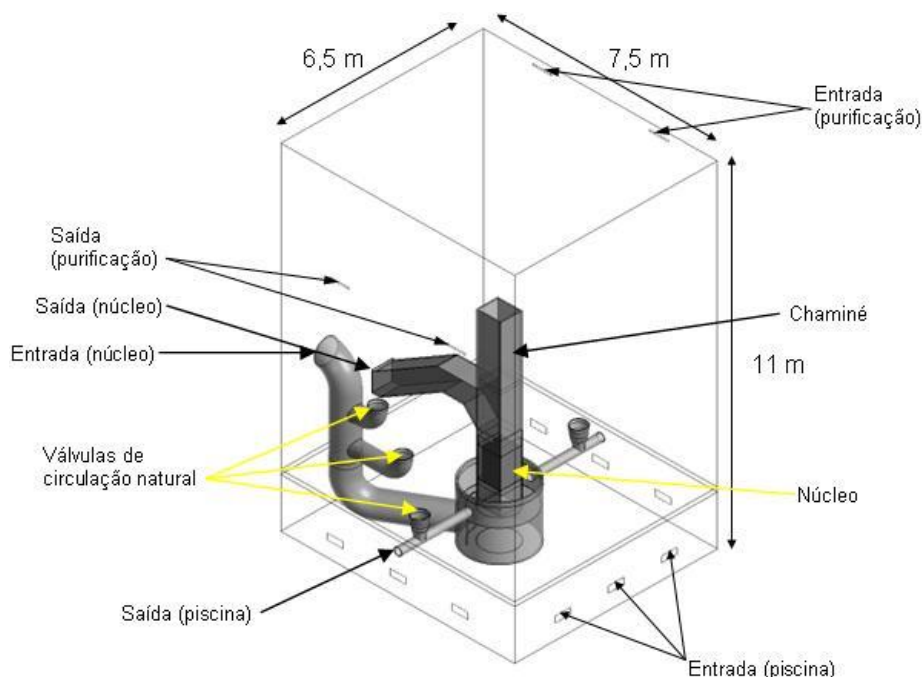


Figura 3.2 Modelo geral do reator Osiris.

Fonte: (Santos et al., 2010).

O núcleo do reator Osiris é composto por 38 elementos combustíveis, 6 elementos de controle, 7 elementos refletores de berílio e 5 elementos experimentais que são usados para irradiação dentro do núcleo, como mostrado na Figura 3.3. O elemento combustível consiste de 17 placas e o elemento de controle é constituído de 14 placas. As placas de combustível do reator Osiris têm altura ativa de 0,6 m.

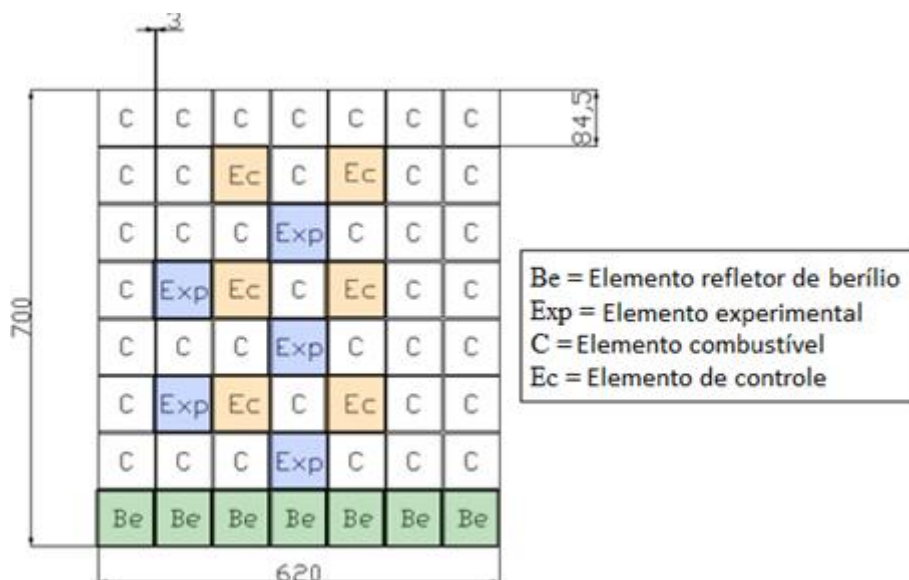


Figura 3.3 Representação do núcleo do reator Osiris.

Fonte: (Santos et al., 2010).

Com base nas informações de *Commissariat a l'Energie Atomique* (1970) e Santos et al. (2010) foi possível o desenvolvimento de um modelo TH para o RELAP5, mostrado na Figura 3.4. A piscina do reator é representada por dois *pipes* (100 e 130) divididos em 21 volumes cada e conectados por junções simples (101 a 121). O reator

está conectado em um lado da piscina (100). Desta forma, são criadas correntes de convecção dentro da piscina. Um volume dependente do tempo (190) representa a pressão atmosférica localizada no topo da piscina. Os componentes 200 a 220 representam o circuito de refrigeração da piscina do reator, onde a água que entra pela chaminé é devolvida para a piscina do reator pelo componente 220 no primeiro volume da piscina (100). Este circuito passa por um trocador de calor (210) e a água com temperatura mais baixa retorna à piscina. O reator em si (300 a 340) é composto por vários componentes, começando por um *pipe* (300) o qual recebe todo o refrigerante do circuito primário do reator; logo após, está o núcleo (310), dividido axialmente em 8 volumes. O componente 340 representa a chaminé que recebe água da piscina. O refrigerante aquecido proveniente do núcleo somado com uma pequena parcela de água da piscina entra no circuito de refrigeração do núcleo (circuito de refrigeração do primário), componentes (400 a 470). A bomba (410) succiona esse refrigerante e envia ao trocador de calor (430), onde esse refrigerante é dividido no componente 440. A maior parte da vazão retorna ao reator e uma pequena parte retorna para o trocador de calor do circuito da piscina (210) para finalmente ser injetada na piscina. As válvulas de circulação natural são representadas pelos componentes (463 e 467). Elas funcionam pela diferença de pressão dos componentes conectados a elas. Quando a pressão nos componentes 462 e 466 são menores que as respectivas pressões nos volumes (05 e 03) na piscina (100) as válvulas abrem e permitem que a água da piscina entre pelo componente (460) e refrigere o núcleo. Haverá uma queda de pressão nos componentes (462 e 466) caso a bomba pare de funcionar, e assim o reator funcionará por circulação natural. Porém, esse episódio só poderia ocorrer caso o reator desligasse, pois ele não foi projetado para funcionar com 100% de potência com circulação natural.

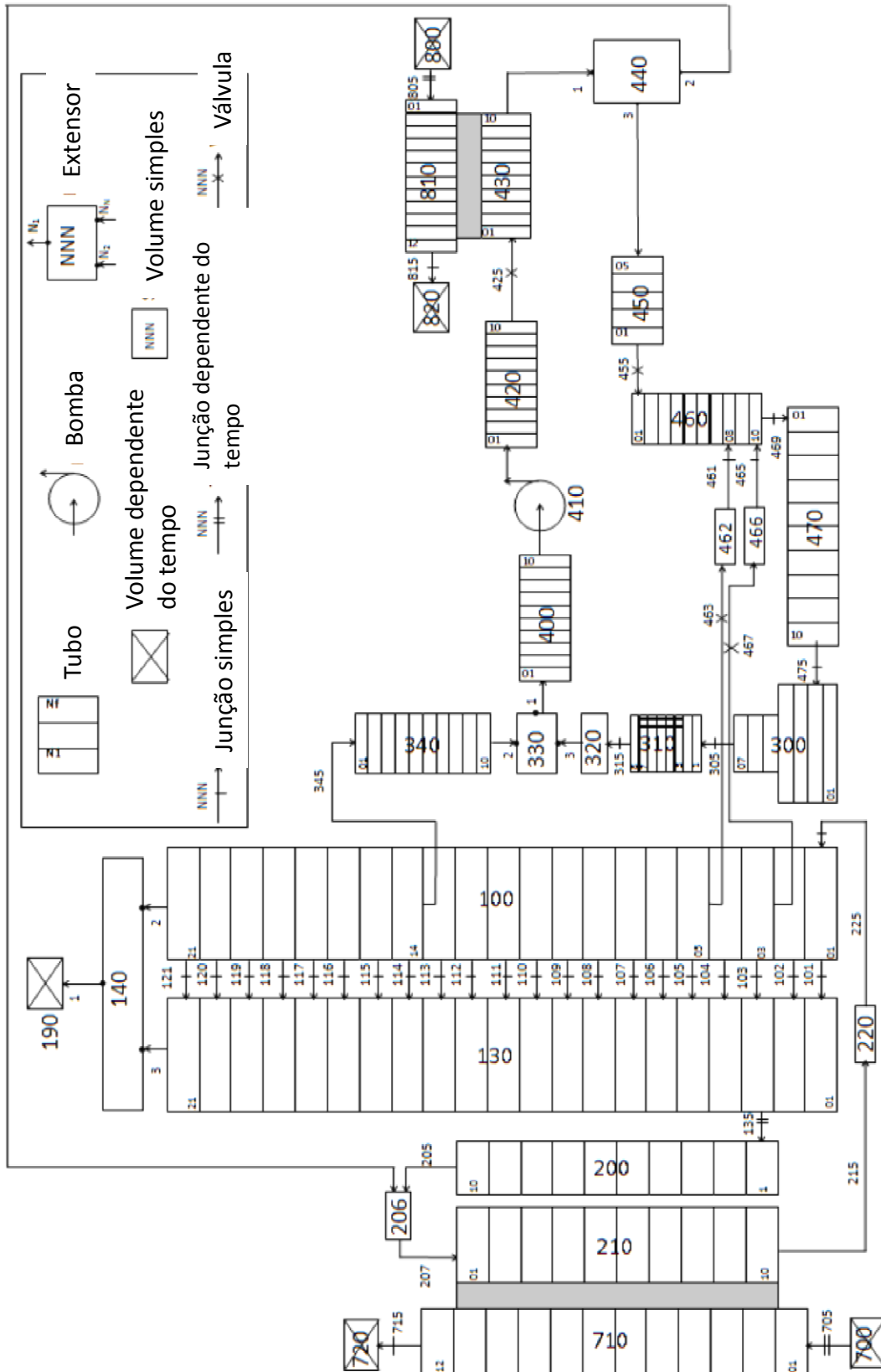


Figura 3.4 Nodalização para o modelo do reator Osiris.

### 3.1.1 Resultados de estado estacionário

A Tabela 3.2 mostra alguns resultados de cálculos para o estado estacionário onde foi possível comparar com os dados de referência, bem como seu erro relativo. Os erros relativos em relação às temperaturas ficaram bem acima do erro aceitável para modelagem do RELAP5, porém a diferença de temperatura da entrada e saída ficaram dentro do erro aceitável. Somente a vazão da piscina do reator para o núcleo pela chaminé ficou acima do valor aceitável.

Tabela 3.2 Comparação entre os valores de referência e os resultados do RELAP5 durante o estado estacionário para 70 MW de potência.

Parâmetros	Referência <sup>(1)</sup>	RELAP5	Erro (%) <sup>(2)</sup>	Erro aceitável (%) <sup>(3)</sup>
Temperatura no trocador de calor do circuito primário (entrada/saída) (K)	324/310	330/317	1,8/2,2	0,5
Temperatura no trocador de calor do circuito da piscina (entrada/saída) (K)	308/306	311/308	0,9/0,6	0,5
Vazão no núcleo (entrada/saída) (kg/s)	1141,7/1183,3	1154,9/1199,7	1,1/1,3	2,0
Vazão da piscina do reator para o núcleo pela chaminé (kg/s)	41,5	44,8	7,9	2,0
Vazão na piscina (entrada/saída) (kg/s)	180,6/138,9	182,9/13,1	1,2/-0,5	2,0
Queda de pressão no núcleo (Mpa)	0,12	0,13	8,3	10,0

<sup>(1)</sup> (Commissariat a l'Energie Atomique, 1970; CEA, 2005)

<sup>(2)</sup> Erro = 100×(calculado–referência)/referência

<sup>(3)</sup> (D' Auria, Frogheri and Giannotti, 1999)

### 3.1.2 Transitórios analisados

Foram estudados transitórios como variação da potência e desligamento do reator a fim de verificar se o modelo reproduzia o comportamento do reator. Foi simulado também um acidente de perda de refrigerante (LOCA).

#### 3.1.2.1 Aumento e diminuição de potência

Estando o reator a 70 MW de potência, a mesma foi sendo diminuída de 10 em 10 MW em intervalos iguais de  $5,0 \times 10^4$  s, chegando a 10 MW; depois foi aumentada da mesma forma que foi feita a descida, retornando à potência 70 MW (Figura 3.5). A Figura 3.6 mostra a evolução das temperaturas do fluido na entrada (300-07) e saída (320) do núcleo e, como era esperado, a temperatura do fluido diminui e aumenta de acordo com a potência do reator.



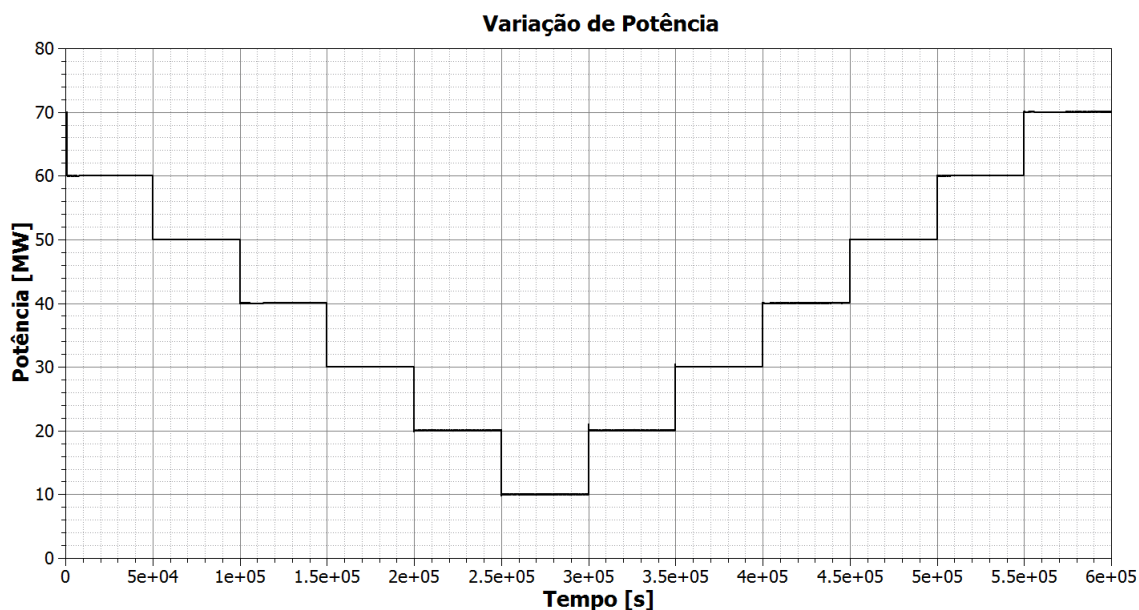


Figura 3.5 Variação de potência no reator Osiris

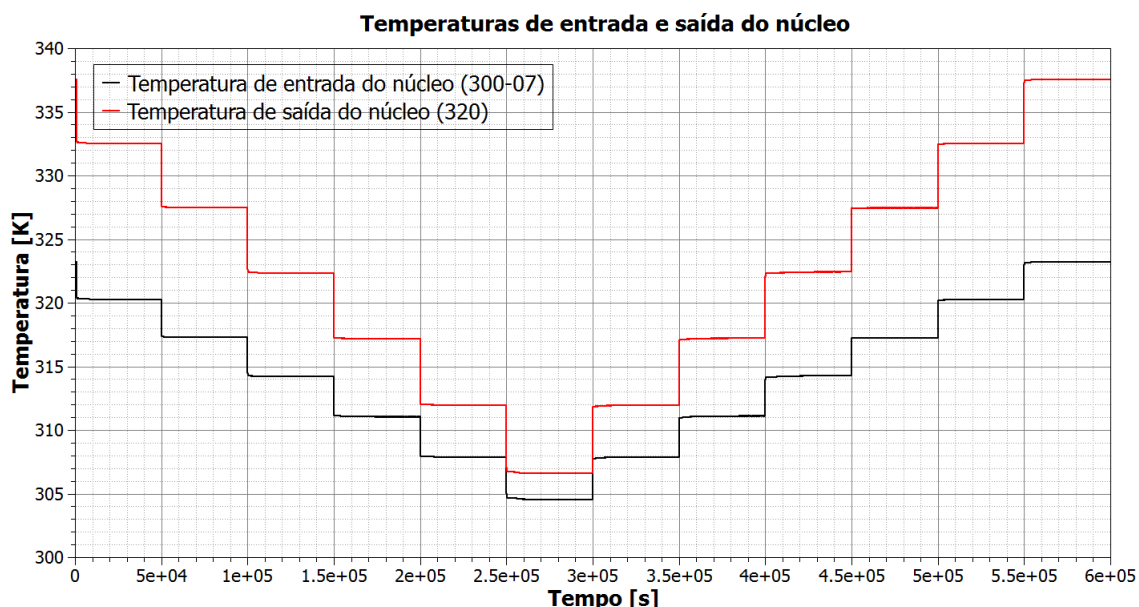


Figura 3.6 Evolução da temperatura de entrada e saída do núcleo durante a variação de potência no reator Osiris.

### 3.1.2.1 *Blackout* com circulação natural

Para simular a circulação natural, a bomba (410) foi desligada e o trocador de calor principal (710) foi isolado (*blackout*). Isso fez com que o reator fosse totalmente desligado e as válvulas de circulação natural (463 e 467) se abrissem. O reator a partir disso passou a ser resfriado somente por circulação natural.

A Figura 3.7 mostra a evolução da potência durante o desligamento do reator. O acidente ocorreu após  $1,0 \times 10^4$  s de estado estacionário e, como pode ser observado, a potência não chega a zero devido ao calor de decaimento dos elementos de fissão. O gráfico mostra um detalhamento no canto superior direito da evolução da potência no

intervalo entre  $1,0 \times 10^4$  e  $2,0 \times 10^4$  s. A Figura 3.8 mostra a evolução das temperaturas do combustível na parte inferior e superior do núcleo. No momento do acidente ocorre um pico na temperatura do combustível alcançando 435 K, porém logo após, a temperatura diminui, pois o reator foi desligado. Estes resultados foram apresentados no *13<sup>th</sup> Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering - ENCIT* (Soares et al., 2010).

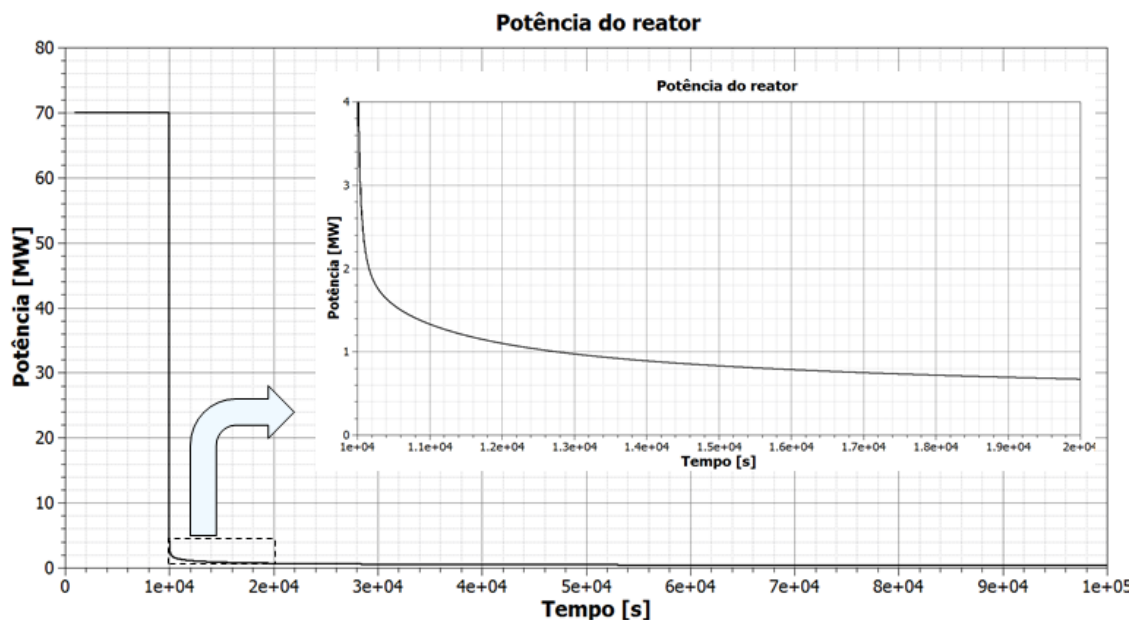


Figura 3.7 Evolução da potência durante o *blackout*.

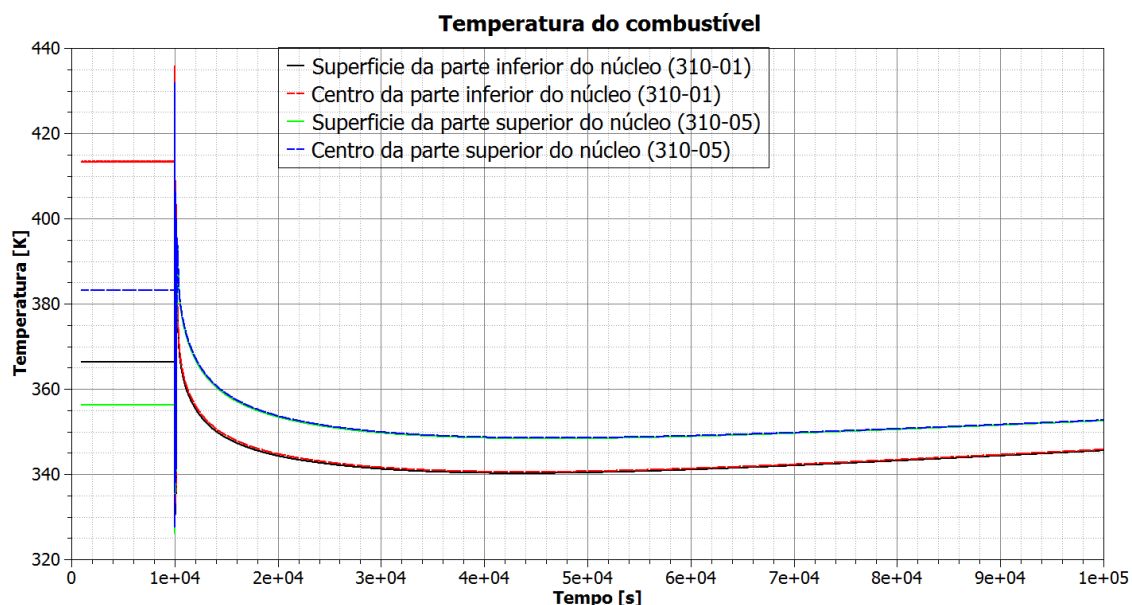


Figura 3.8 Evolução da temperatura do combustível durante o *blackout*.

A Figura 3.9 mostra a vazão no núcleo durante o acidente. Menos de 4 kg/s de vazão foi suficiente para refrigerar o núcleo do após seu desligamento. Essa vazão é fornecida pelas válvulas de circulação natural que se abrem e assim succionaram água da piscina do reator. A Figura 3.10 mostra quando as válvulas de circulação natural se

abriram, onde “zero” indica que estão totalmente fechadas e “um” indicam totalmente abertas. Observa-se que a válvula 463 (válvula conectada no volume 5 da piscina 100) abriu logo após o acidente e cerca de  $7,0 \times 10^3$  segundos após o acidente a válvula 467 (válvula conectada no volume 3 da piscina 100) abriu. Essa última válvula teve um comportamento de abrir e fechar durante um certo período, mas após essa oscilação ela permaneceu aberta até o final do cálculo.

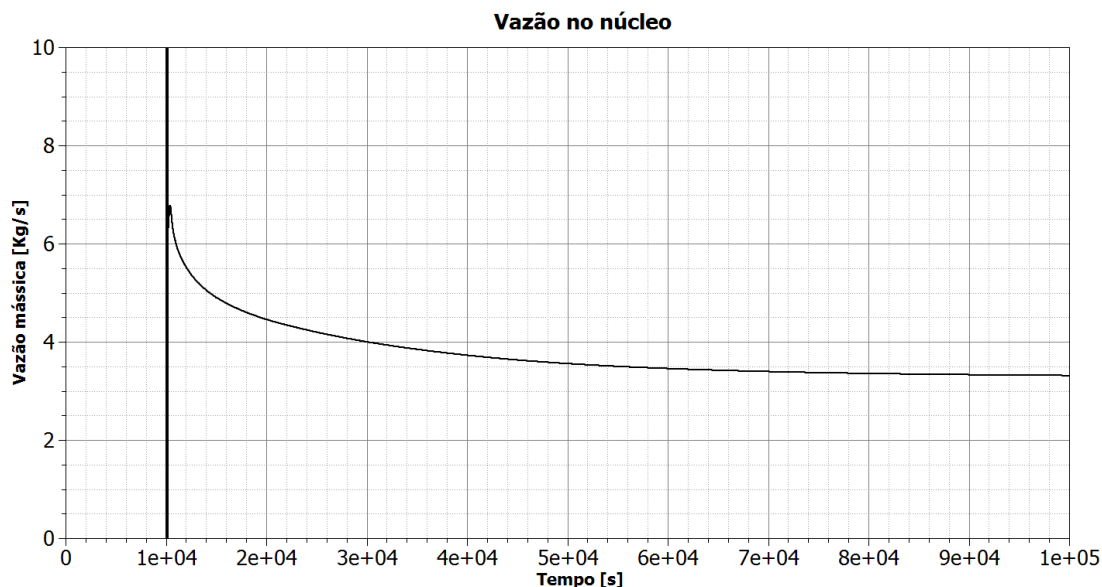


Figura 3.9 Vazão no núcleo durante o *blackout*.

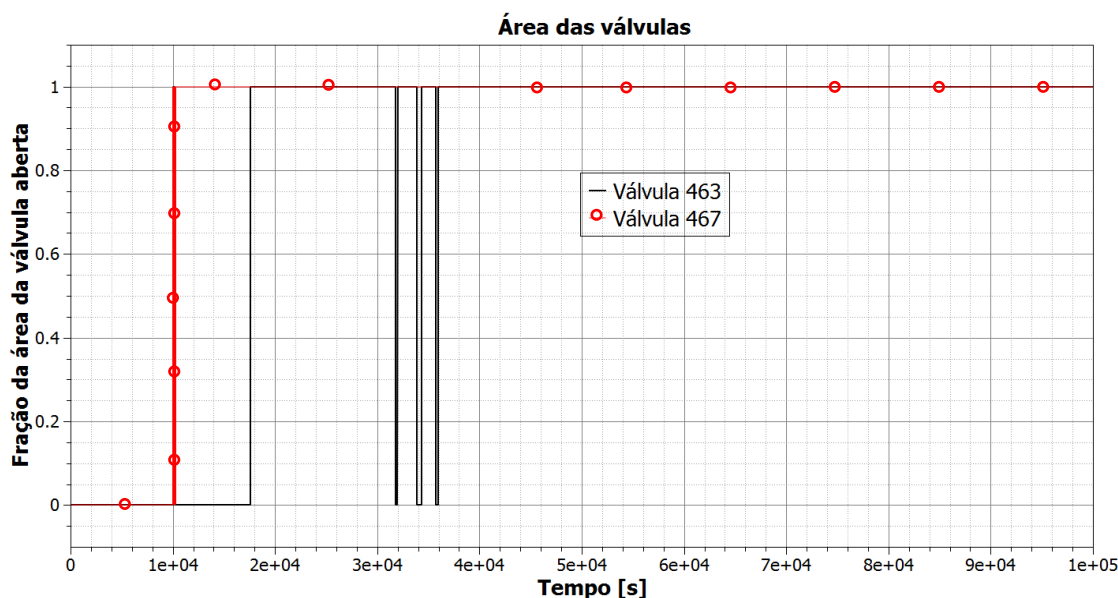


Figura 3.10 Fração da área das válvulas de circulação natural (0 = fechada; 1 = 100% aberta).

A Figura 3.11 mostra a temperatura da água na piscina do reator no nível mais baixo (100-01), no meio da piscina (100-10) e no topo da piscina (100-21). As curvas para o meio e no topo da piscina estão praticamente sobrepostas, mostrando que a

temperatura é praticamente a mesma do meio da piscina até o topo. Em  $9,0 \times 10^4$  s de cálculo, a temperatura no meio e no topo da piscina aumentaram em 22 K, devido ao calor de decaimento proveniente do núcleo.

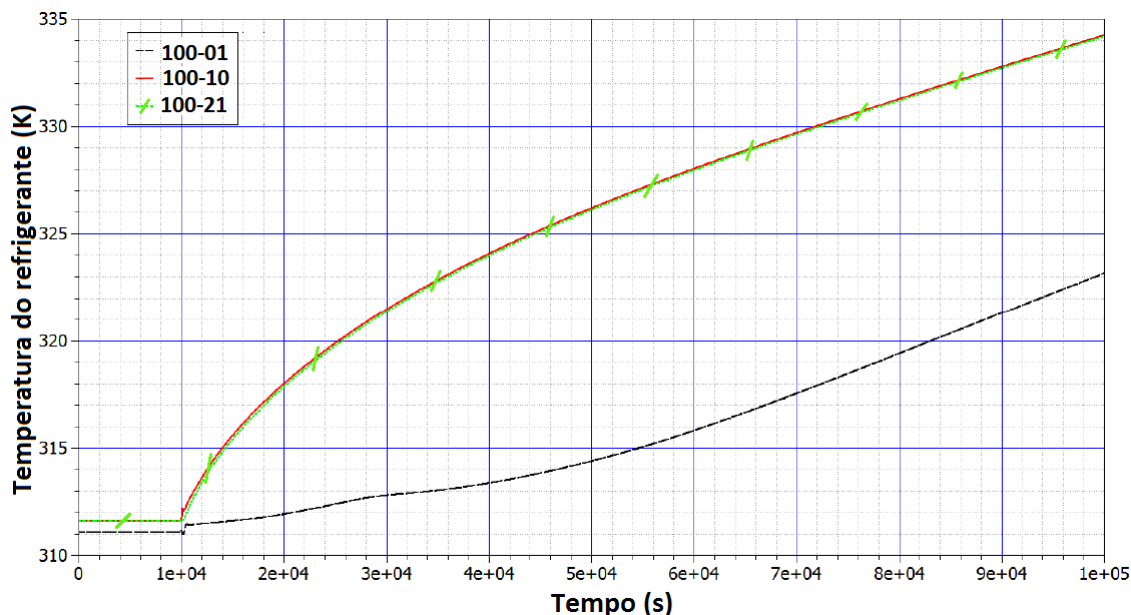


Figura 3.11 Temperatura da água em três níveis diferentes da piscina do reator (100).

### 3.1.3 Conclusões sobre a nodalização do reator Osiris

O principal objetivo da nodalização do reator Osiris para o código RELAP5 foi adquirir experiência para nodalizar o RMB. A falta de dados relativos a dimensões geométricas do reator Osiris dificultou sua nodalização. Porém, esse trabalho foi primordial para nodalizar o RMB de forma mais segura e eficaz, pois diversas análises termo-hidráulicas puderam ser observadas e algumas dificuldades foram superadas.

## 3.2 O Reator Multipropósito Brasileiro - RMB

Ainda não existe um conjunto de informações referentes ao projeto do RMB. Porém, a partir do momento em que foi definido que o RMB seria mais próximo do reator OPAL da ANSTO, foram feitas intensivas pesquisas em documentos a fim de compreender melhor o funcionamento deste reator. Desta forma, os detalhes construtivos do RMB se baseiam no reator australiano, de onde se obtiveram principalmente os dados necessários para a criação de um modelo do reator. Estas informações foram obtidas por meio de vários documentos técnicos e relatórios (ANSTO, 2001; ANSTO, 2004; ANSTO, 2005).

### 3.2.1 Detalhamento da geometria

Serão apresentadas as principais informações de geometria, vazões e temperaturas segundo as quais o modelo do RMB foi desenvolvido para o RELAP5.

As Tabelas 3.3 e 3.4 mostram as principais dimensões da piscina e dos elementos combustíveis respectivamente.

Tabela 3.3 Dimensões da piscina do reator.

Fonte: (Schweizer, 2010).

<b>Parâmetros</b>	<b>Valor (mm)</b>
Diâmetro da Piscina	5600
Profundidade da Piscina	12600
Altura do anel de entrada da água da piscina	400
Largura do anel de entrada de água da piscina	50

Tabela 3.4 Dimensões dos elementos combustíveis.

<b>Parâmetro</b>	<b>Valor (mm)</b>
Comprimento ativo	615
Comprimento total	815
Largura ativa	65
Espessura do combustível	0,61

A Figura 3.12 mostra o conceito do RMB com o reator no fundo da piscina e, ao lado, a piscina de serviço com uma pequena passagem entre elas. No topo das piscinas são mostradas as entradas e saídas do sistema de camada de água quente. Esse sistema é utilizado para estratificar a água da piscina e evitar a incidência da água radioativa na superfície desta e, assim, diminuir a taxa de exposição na sala do reator.

A circulação natural de um fluido ocorre basicamente pela diferença de densidades entre uma camada mais quente que sobe e outra mais fria que desce. Nestes sistemas, a circulação é estabelecida sem a utilização de qualquer maquinário. Apenas as leis da física fornecem o mecanismo necessário para a movimentação do fluido. São utilizadas quatro válvulas de circulação natural, sendo que as mais baixas (5,8 m) serão responsáveis efetivamente pela circulação natural e as que estão a 7 m serão responsáveis pelo efeito de quebra-sifão em caso de acidentes do tipo perda de refrigerante, conhecidos como LOCA (*Loss of Coolant Accident*).

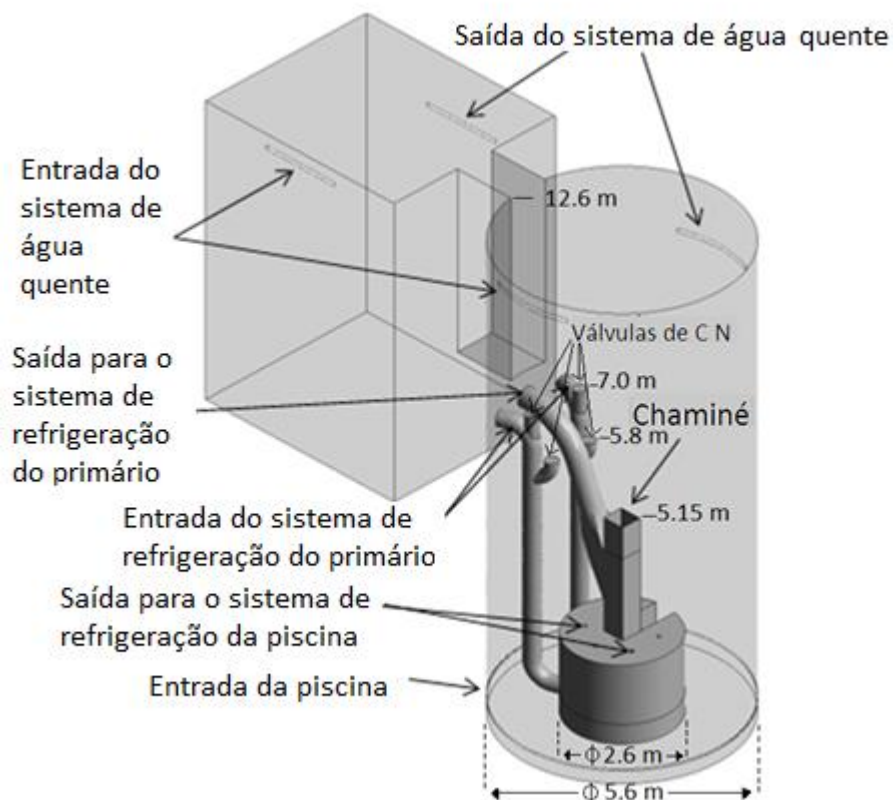


Figura 3.12 Conceito do RMB.

Fonte: adaptado de (Navarro et al., 2011).

As Figuras 3.13 e 3.14 mostram um esquema do modelo do RMB desenvolvida por Schweizer (2010). As alturas da chaminé, tubulações e das válvulas de circulação natural, bem como o diâmetro das tubulações especificados nas figuras foram utilizadas na modelagem TH para o código RELAP-MOD3.3.

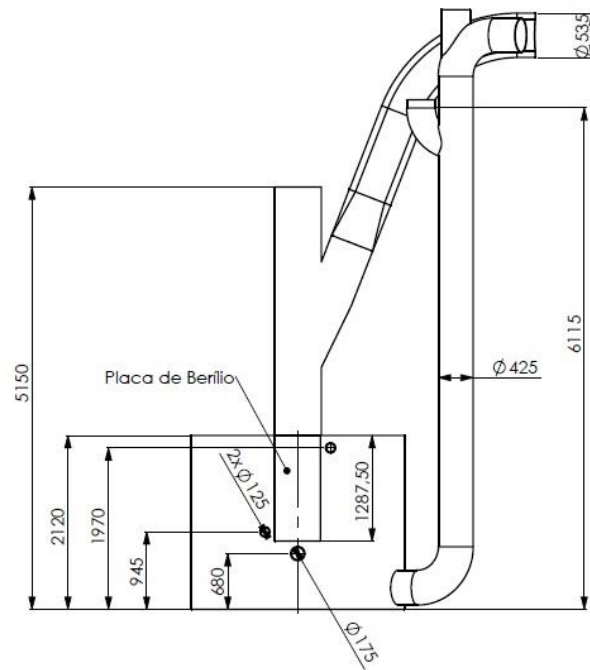


Figura 3.13 Esquema do RMB. (Dimensões em mm).

Fonte: (Schweizer, 2010).

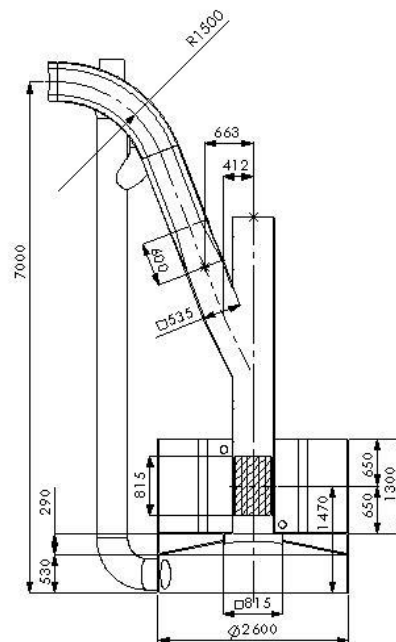


Figura 3.14 Corte lateral do RMB. (Dimensões em mm).

Fonte: (Schweizer, 2010).

### 3.2.2 Vazões e temperaturas dos fluidos

As vazões de entrada e saída do circuito primário utilizadas no modelo do RMB foram estimadas proporcionalmente em função de sua potência com as do reator OPAL de modo a garantir as mesmas temperaturas de operação.

Os dados fornecidos do OPAL foram:

- Calor removido pelo circuito primário: 94% da potência;
- Temperaturas de entrada e saída do circuito primário (no núcleo): 38°C e 47°C;

Pela equação da calorimetria  $Q = \dot{m}c\Delta T$  e com os dados abaixo:

$$\Delta T = 9 \text{ K}$$

$$\text{Potência} = 30 \text{ MW [J/s]}$$

$$\text{Calor específico da água: } c = 4182 \text{ J/kg.K}$$

Foi considerado que 10% da vazão do circuito primário entra pela chaminé, assim:

$$\dot{m} = 832,4 \text{ kg/s}$$

As vazões da piscina foram baseadas em relatórios do reator francês Osiris de 70 MW por possuir informações mais detalhadas.

A vazão de água pesada foi estimada em 40,0 kg/s.

Os valores adotados no RMB são apresentados a seguir na Tabela 3.5.

Tabela 3.5 Vazões e temperaturas do fluido adotado no RMB.

Local	Temperatura (°C)	Vazão mássica (kg/s)
Entrada do núcleo	38,0	749,2
Saída do núcleo	-	832,4
Entrada da piscina	-	149,5
Saída da piscina	-	66,4
Entrada tanque de água pesada	33,0	40,0
Saída tanque de água pesada	-	40,0

### 3.2.3 Modelo termo-hidráulico para o RELAP5

A Figura 3.15 mostra o esquema da nodalização desenvolvida para simular o RMB no RELAP5 e a Tabela 3.6 mostra a correspondência entre os principais componentes deste esquema com sua identificação e numeração. A piscina do reator foi modelada utilizando dois *pipes* (componentes 100 e 130) composto por 20 volumes cada um, onde cada volume tem 0,6 m de altura, totalizando 12 m de altura. O calor gerado pelo núcleo em um lado da piscina (componente 100) permite a circulação de água através de junções (115) que conectam ao outro lado da piscina (componente 130). Foi simulada também a piscina de serviço (componente 150) utilizando um tubo vertical de 12 volumes, onde os 4 primeiros tem 0,65 m de altura e os demais 0,6 m, totalizando



7,4 m. A piscina de serviço está conectada à piscina do reator (lado de número 130) através de junções (155). Para representar o topo da piscina foi utilizado um componente *branch* (componente 140), o qual conecta os dois tubos representando a piscina do reator (componentes 100 e 130) e a piscina de serviço (componente 150) à atmosfera. O componente 140 tem 0,6 m de altura, completando os 12,6 m de profundidade da piscina do reator e os 8 m de profundidade da piscina de serviço. O componente 190 (volume dependente do tempo) é responsável por simular a atmosfera.

Tabela 3.6 Principais componentes da nodalização e suas respectivas numerações.

<b>Componentes</b>	<b>Número identificador</b>
Piscina do reator	100 e 130
Sistema de refrigeração das piscinas do reator e de serviço (RSPCS)	201-239
Núcleo do reator	316
Chaminé do reator	340
Sistema de refrigeração do primário (PCS)	400-460
Tanque de água pesada	500
Sistema de refrigeração do refletor (RCS)	500-530
Válvulas de circulação natural ( <i>Flap Valves</i> )	364 e 367
Válvulas quebra-sifão	243, 363 e 353
Simulador da atmosfera na piscina	190
Tanque de decaimento do PCS	402-406
Tanque de decaimento do RSPCS	222-226
Bombas do PCS	410 e 412
Bomba do RSPCS	230
Parte primária do trocador de calor do f PCS	430
Parte secundária do trocador de calor do PCS	800-820
Parte primária do trocador de calor do RSPCS	234
Parte secundária do trocador de calor do RSPCS	700-720
Parte primária do trocador de calor do RCS	530
Parte secundária do trocador de calor do RCS	900-920

As perdas de carga (número de Reynolds) utilizadas nesta nodalização estão apresentadas na Tabela B1 do Apêndice B.

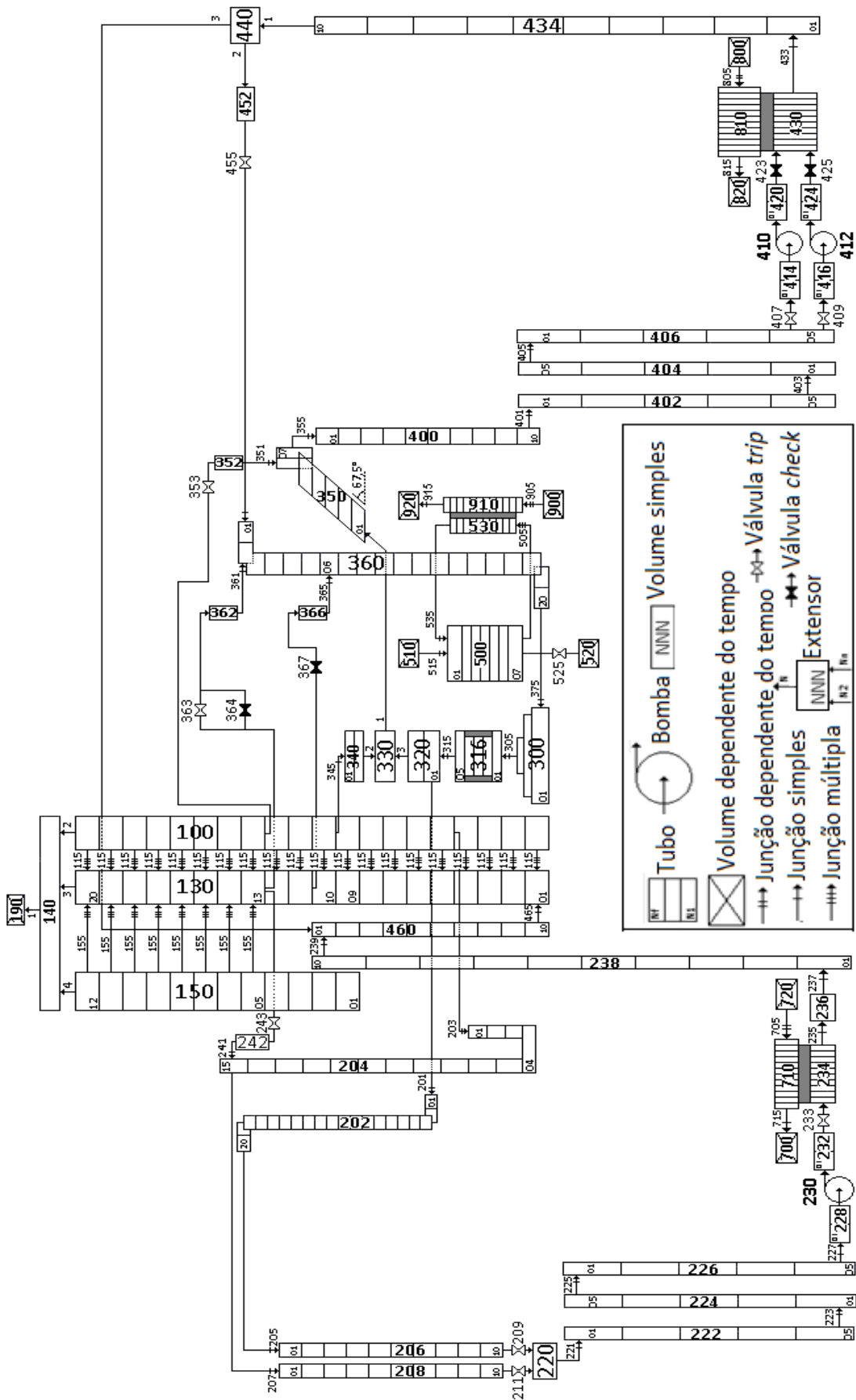


Figura 3.15 Nodalização do RMB para o RELAP5

O sistema de refrigeração das piscinas do reator e de serviço (*Reactor and Service Pools Cooling System - RSPCS*) é responsável por remover calor dos *rigs* – locais onde são colocados elementos para irradiação – de irradiação na piscina do reator e o calor de decaimento dos elementos combustíveis usados que ficam estocados na piscina de serviço. O sistema compreende dois tubos dentro da piscina, o tubo de refrigeração de longo prazo da piscina (componente 202) e o tubo 204 que simula os *rigs* de irradiação dentro do tanque de água pesada. Esses dois tubos saem da piscina do reator a 7 m de altura em relação ao fundo da mesma. Os componentes que se encontram fora da piscina do reator são os componentes com numeração de 201 a 239. As válvulas 209 e 211 funcionam como válvulas *three-way*, quando uma delas estiver aberta, a outra estará fechada e assim se define de onde esse circuito vai retirar a água da piscina para ser refrigerada. Em operação normal - circulação forçada - a água da piscina entra nos *rigs* de irradiação através do tubo 204, segue pelo tubo 208 e passa pela válvula 211, onde se encontra aberta e segue passando pelo tanque de decaimento de nitrogênio do circuito da piscina (simulado pelos componentes 222 a 226). De acordo com o *Primary Safety Analysis Report - PSAR* (ANSTO, 2001), o operador é que muda a posição das válvulas para ligar o sistema de refrigeração da piscina de longo prazo. Porém, nesta simulação, foi utilizado um comando para ligar este sistema. Quando a temperatura da água da piscina (componente 100) no volume 10 (~ 6,3 m) alcança o valor de 313 K (40° C) o sistema de refrigeração da piscina de longo prazo entra em operação fechando a válvula 211 e abrindo a válvula 209 automaticamente e assim, fazendo com que interrompa a sucção de água dos *rigs* de irradiação e comece a sucção de água de um ponto logo acima do núcleo do reator, onde nesta nodalização foi conectado ao componente 320. A bomba de recirculação (componente 230), o trocador de calor (primário- 234 e secundário- 710) e alguns tubos estão localizados a 5 m abaixo do nível da piscina, como descreve o PSAR do OPAL. A água refrigerada que sai do trocador de calor passa por um longo tubo vertical (componente 238) conectado a um tubo também vertical (componente 460) que se conecta ao nível 1 de um lado da piscina do reator (componente 130) e assim finalmente fechando o circuito.

O Sistema de Refrigeração do Primário (*Primary Cooling System - PCS*) compreende o reator (componentes 300-360), um tanque de decaimento de nitrogênio-16 (componentes 402-406), duas bombas de circulação do primário (componentes 410 e 412) conectadas em paralelo, trocador de calor (primário - 430 e secundário - 810), válvulas (componentes 407, 409, 423 e 425) e alguns tubos. As bombas de recirculação e o trocador de calor estão localizados a 5 m abaixo do nível da piscina, de acordo com o PSAR do reator OPAL. Os componentes com numeração de 300 a 360 (reator) estão localizados dentro da piscina e os componentes com numeração de 400 a 455 estão localizados fora da piscina.

O componente 300 é o cárter de entrada, o qual conduz a água leve até o núcleo (componente 316). O núcleo tem um único canal termo-hidráulico, o qual é dividido axialmente em 5 volumes. Durante a operação normal, 10 % da água da piscina entra pela chaminé (componente 340) e se junta à água quente que sai do núcleo através do componente 330 através do qual é conduzida para o componente 350.

O Sistema de Refrigeração do Refletor (*Reflector Coolant System - RCS*) é composto pelo tanque de água pesada (componente 500), dois componentes

dependentes do tempo (510 e 520), uma válvula (525) para esvaziamento do tanque e um trocador de calor (primário - 530 e secundário - 910). O tanque de água pesada foi simulado usando um *pipe* com uma fonte de calor (6% da potência total) (ANSTO, 2001) conectado aos volumes 2 e 3 da piscina do reator (componente 100).

A circulação natural é estabelecida pela abertura das seguintes válvulas: 363 e 364, localizadas a 7,0 m, e 367 localizada a 5,8 m de altura. Essas válvulas podem ser abertas quando as bombas do circuito de refrigeração do primário falharem ou forem desligadas, provocando diminuição na vazão de entrada do núcleo que, conseqüentemente, ativa o sistema de desligamento do reator. Nesta nodalização são utilizadas dois tipos de válvulas, *trip valve* e *check valve*. Para simular o efeito quebra sifão (quando entra ar na válvula e ela para de sugar o fluido) na válvula de circulação natural foi utilizada uma válvula do tipo *trip* (363), a fim de mitigar acidentes do tipo LOCA, evitando que o nível da piscina do reator baixe de aproximadamente 7 m. Essa válvula funciona através de um comando estabelecido pelo usuário do código. Neste caso, foi definido que a válvula 363 será aberta se o nível de água da piscina do reator chegar ao volume 12 (~ 7,2 m). Já as válvulas 364 e 367 são do tipo *check*, e são efetivamente responsáveis pelo estabelecimento da circulação natural na piscina do reator. Esse tipo de válvula funciona por diferença de pressão entre os componentes nela conectados, ou seja, se, por exemplo, a pressão média entre os volumes 12 e 13 da piscina do reator (componente 130) for maior do que a pressão no componente 362, a válvula 364 abrirá. O contrário fará com que a válvula permaneça fechada, e isso ocorre quando o reator está em funcionamento normal (circulação forçada). Para evitar que o nível de água da piscina do reator se aproxime do núcleo em caso de LOCA, à saída do circuito do primário e também à saída do RSPCS, foram introduzidas válvulas (353 e 243) do tipo *trip* com a finalidade de simular o efeito quebra sifão. A válvula 353 foi conectada ao componente 352, o qual está conectado ao componente 350 que se encontra na saída da piscina, a aproximadamente 7 m de altura. A válvula 243 foi conectada ao componente 242 que está conectado ao componente 204, evitando que o nível de água da piscina baixe também.

As Tabelas 3.7, 3.8 e 3.9 apresentam as principais características geométricas das piscinas do reator e de serviço utilizadas na nodalização do RMB.

O modelo de bomba é implementado no RELAP5 em equações de campo unidimensionais onde o recalque da bomba (altura manométrica) é calculado como função da vazão e da velocidade da bomba. O recalque desenvolvido pela bomba é dividido igualmente entre as junções de sucção e de descarga que estão conectadas ao restante do sistema. O torque total da bomba é usado para dois propósitos no modelo de bomba. Primeiro, é usado para calcular a velocidade da bomba se alguma opção de *trip*, corte da energia elétrica da mesma, é utilizado. Segundo, é usado para calcular a dissipação de energia pela bomba (produto do torque pela velocidade da bomba).

Tabela 3.7 Dimensões das piscinas do RMB.

<b>Piscina do reator</b>	
Vista superior	Circular
Diâmetro	5,60 m
Comprimento	12,60 m
<b>Piscina de serviço</b>	
Vista superior	Retangular
Largura	4,70 m
Comprimento	5,50 m
Profundidade	8,00 m
<b>Canal de ligação entre as piscinas</b>	
Vista Superior	Retangular
Largura	1,00 m
Comprimento	1,50 m
Profundidade	4,90 m

Tabela 3.8 Área de escoamento do fluido nas piscinas do RMB.

<b>Piscina do reator</b>	
<b>Componente 100*</b>	<b>Área de escoamento (m<sup>2</sup>)</b>
100 01	9,0416
100 02	8,6844
100 03	5,4923
100 04	5,3694
100 05	11,9434
100 06	11,9611
100 07	11,7039
100 08	11,2464
100 09	11,9002
100 10	11,7741
100 11	11,9160
100 12	11,5169
100 13-20	12,3150
<b>Piscina de serviço e canal de ligação entre piscinas</b>	
<b>Componente 150</b>	<b>Área de escoamento (m<sup>2</sup>)</b>
150 01-04	25,85
150 05-12	86,50

\*As áreas são equivalentes para o Componente 130.

Tabela 3.9 Principais características dos componentes referentes às piscinas do RMB.

Componente	Tipo	Nº de Volumes	Orientação	Comprimento de cada volume (m)
100	Pipe	20	Vertical	0,60
130	Pipe	20	Vertical	0,60
140	Branch	1	Vertical	0,60
150	Pipe	12	Vertical	0,60
190	Tmdpvol	1	-	-

A Tabela 3.10 apresenta os principais dados do modelo de bomba hidráulica utilizados nesta nodalização. Ainda não foram definidos os dados de bomba que serão utilizados para o projeto do RMB, portanto, o modelo de bomba utilizada foi estimado.

Tabela 3.10 Principais dados referentes a bomba utilizados no modelo do RMB.

Área de vazão do volume (m <sup>2</sup> )	0,3391
Velocidade de rotação da bomba (rad/s)	338,4
Vazão na bomba (m <sup>3</sup> /s)	0,417
Altura manométrica (m)	22,0
Torque da bomba (N.m)	175,15
Momento de inércia (kg.m <sup>2</sup> )	40,0

A Figura 3.16 mostra de perfil o desenho do núcleo do RMB, destacando o comprimento total do elemento combustível (0,85 m) e seu comprimento ativo (0,615 m).

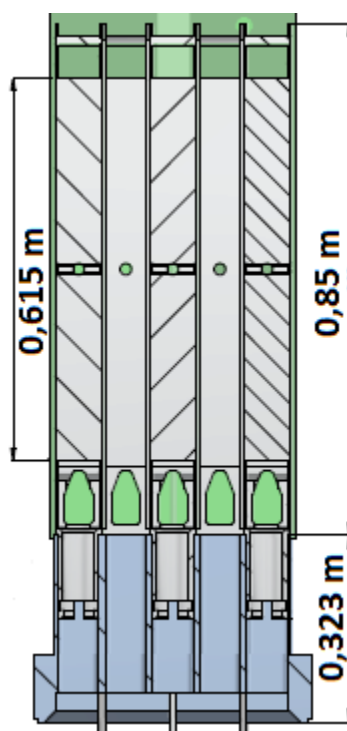


Figura 3.16 Perfil do núcleo do RMB.

Fonte: Adaptado de (CNEN, 2012).

A Tabela 3.11 mostra os dados geométricos, hidráulicos e sobre as estruturas de calor utilizadas no input do RELAP5 para o núcleo do reator (componente 316).

Tabela 3.11 Região do núcleo – Componente 316.

<b>Dados hidráulicos do núcleo</b>		
Tipo	<i>Pipe</i>	
Nº de volumes	5	
Área de contorno (m <sup>2</sup> )	0,0376	
Área de escoamento nos combustíveis (m <sup>2</sup> )	0,0843	
Área de escoamento total (m <sup>2</sup> )	02 até 04	0,1569
	01 e 05	0,2204
Comprimento de cada volume (m)	02 até 04	0,2050
	01 e 05	0,1000
Perímetro molhado (m)	82,703	
Perímetro para cada placa combustível (m)	32,060	
Perímetro de contorno do núcleo (m)	40,400	
Diâmetro hidráulico (m)	02 até 04	0,0075
	01 e 05	0,4693
Orientação	90°	
Vazão mássica (kg/s)	750	
<b>Estrutura de calor do núcleo</b>		
Pontos de malha	3	
Intervalo entre os pontos de malha (mm)	0,370 (1º intervalo)	
	0,305 (2º e 3º intervalos)	
Geometria da estrutura de calor	retangular	

### 3.2.4 Resultados da Simulação do RMB

O cálculo de potência na simulação do RMB usa o modelo de cinética pontual do RELAP5. A distribuição axial de potência nos elementos combustíveis foi previamente calculada a partir do modelo de distribuição cossenoidal usando dados de distribuição radial de potência no núcleo.

A próxima seção 3.2.5 apresenta resultados do modelo usando um único canal TH para o núcleo. A seção 3.2.6 apresenta um cálculo de sensibilidade usando o mesmo modelo com 25 canais TH. Finalmente, a seção 3.2.7 apresenta uma comparação entre os códigos RELAP5-MOD3.3 e RELAP5-3D<sup>®</sup> para o modelo com 25 canais TH.

Vários parâmetros termo-hidráulicos não foram estabelecidos no projeto do RMB devido à dificuldade de se realizarem experimentos para verificar o comportamento do RMB. Portanto, não existem dados experimentais para comparar com os resultados do RELAP5. Entretanto, as temperaturas na entrada e saída do núcleo foram baseadas no projeto do OPAL (ANSTO, 2001) e a vazão mássica também foi baseada no relatório técnico do OPAL, porém com adaptações para a potência do RMB, como foi mostrado no item 3.2.2. A Tabela 3.12 mostra os resultados do estado estacionário para o

RELAP5 em comparação com as referências. Como é possível observar, são poucos os parâmetros que estão nas referências. Os erros percentuais dos resultados mostrados na Tabela 3.12 estão todos dentro do erro aceitável.

Tabela 3.12 Comparação entre resultados do RELAP5 e referências para 30 MW.

Parâmetros	Referência	RELAP5	Erro (%) <sup>(3)</sup>	Erro aceitável (%) <sup>(4)</sup>
Temperaturas no núcleo (entrada/saída) (K)	311 /320 <sup>(1)</sup>	311 /320	0,0/0,0	0,5
Temperaturas na piscina (entrada/saída) (K)	306 /--- <sup>(2)</sup>	307,0/312,3	0,39	0,5
Vazão de entrada na chaminé (kg/s)	83,3 <sup>(2)</sup>	83,1	0,24	2,0
Vazão no núcleo (entrada/saída) (kg/s)	750/833 <sup>(2)</sup>	748/831	0,18/0,19	2,0

<sup>(1)</sup>(ANSTO, 2001)

<sup>(2)</sup>(Schweizer, 2010)

<sup>(3)</sup>Erro =  $100 \times (\text{calculado} - \text{referência}) / \text{referência}$

<sup>(4)</sup>(D' Auria, Frogheri and Giannotti, 1999)

A Figura 3.17 mostra a temperatura do refrigerante na entrada e na saída do núcleo, a temperatura no centro do combustível e a temperatura na superfície do revestimento do combustível para a potência de 30 MW durante  $2,0 \times 10^4$  s de estado estacionário.

Já a Figura 3.18 mostra a temperatura do refrigerante para três níveis da piscina do reator: fundo (100-01), meio (100-10) e o topo (100-20). A temperatura do refrigerante na piscina do reator levou mais tempo para alcançar o valor de estado estacionário, diferente do caso anterior. Cerca de  $1,0 \times 10^4$  s após o início do cálculo, a temperatura no fundo da piscina alcança seu valor de estado estacionário (~ 307 K). As temperaturas do fluido na metade do reator e no topo praticamente são as mesmas.



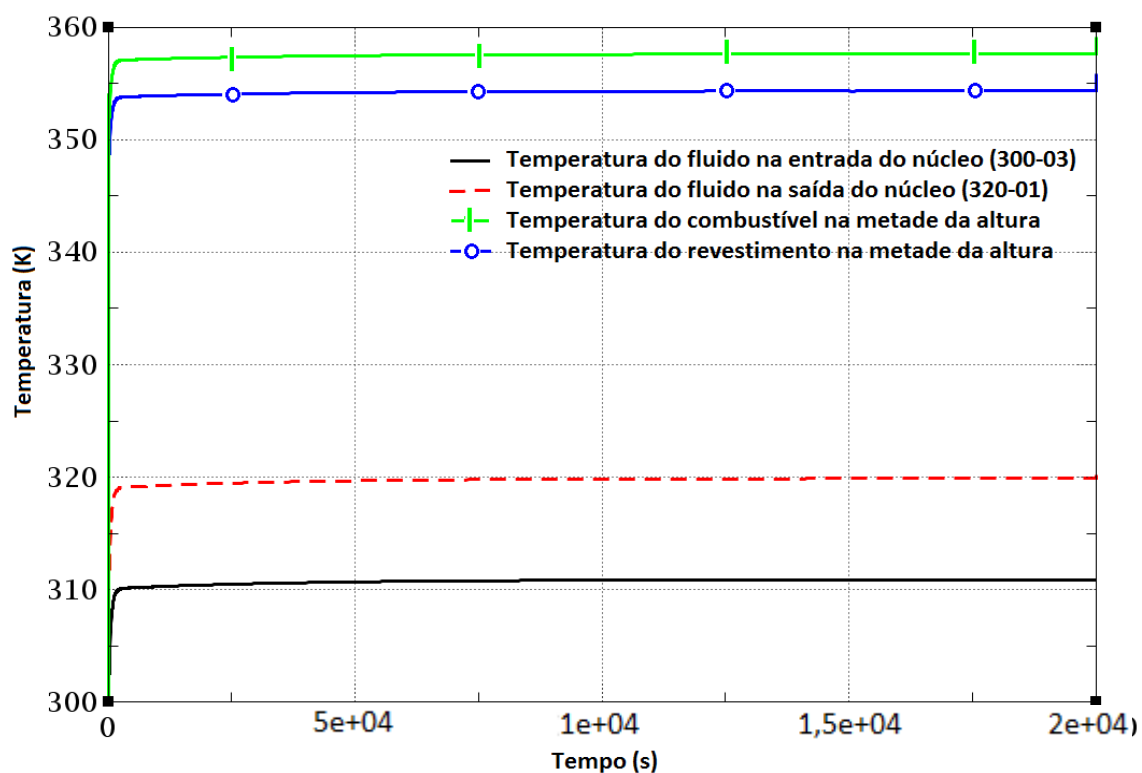


Figura 3.17 Temperaturas do refrigerante na entrada/saída do núcleo, temperatura do combustível e do revestimento.

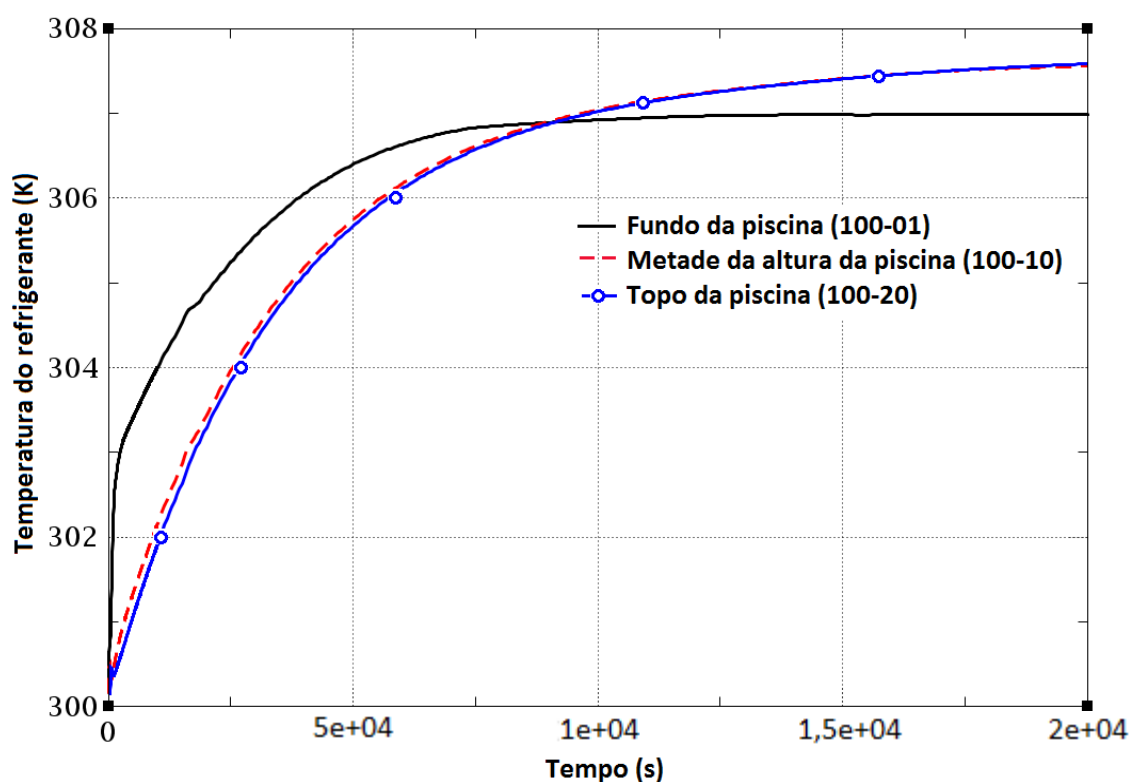


Figura 3.18 Temperatura do refrigerante no fundo, no meio e no topo da piscina do reator.

### 3.2.5 Resultados de transitórios

#### 3.2.5.1 Acidente de perda de vazão

Os resultados da simulação do acidente de perda de vazão foram apresentados no *International Nuclear Atlantic Conference - INAC* em 2011 (Soares et al., 2011b), e posteriormente o mesmo artigo foi aceito para publicação na revista *International Journal of Nuclear Energy* (Soares et al., 2014).

Acidentes de perda de vazão (*Loss of Flow Accident - LOFA*) podem ocorrer devido a falhas nas bombas de recirculação do circuito primário ou eventos que resultem na diminuição da vazão do refrigerante que passa pelo núcleo (Soares et al., 2011b).

O capítulo de análise de acidentes do PSAR do reator OPAL afirma que muitos tipos de eventos de perda de vazão são considerados eventos iniciadores (*Postulated Initiating Events - PIEs*), mas somente dois tipos de LOFA são identificados como eventos iniciadores de base de projeto (*Design Basis Initiating Event - DBIE*).

Os dois DBIEs identificados para análise foram:

- Falha dos motores das duas bombas;
- Travamento do rotor de uma bomba.

As bombas, em ambos os casos, pertencem ao circuito de refrigeração do primário.

Uma parada da bomba pode ser provocada pelos seguintes eventos distintos:

- Falha do motor;
- Perda da alimentação elétrica do motor da bomba, (desarme de um disjuntor, rompimento de cabo, etc.).

Nos dois casos acima, após a falha, a vazão no circuito primário irá diminuir progressivamente, pois a bomba continua em funcionamento, com rotação decrescente devido à atuação do volante de inércia acoplado ao eixo da mesma.

Já o travamento do rotor da bomba de recirculação pode ser causado por falhas mecânicas, tais como, ruptura do rotor, ruptura do eixo ou falha do mancal ou até mesmo por algum objeto que entre pela tubulação e alcance a bomba causando o travamento de seu rotor. No caso da ocorrência deste evento, haverá uma queda brusca da vazão de circulação do primário. Assim, este evento é mais limitante do que o evento de falha do motor da bomba. A probabilidade de ocorrência deste tipo de evento é bastante baixa devido à presença do sistema de monitoração de vibração das bombas de circulação do primário.

Três casos foram estudados usando o código RELAP5 para simular os LOFAs, como mostrado na Tabela 3.13.

Tabela 3.13 Casos simulados nas bombas do PCS.

<b>Casos</b>	<b>Bomba 410</b>	<b>Bomba 412</b>
1	Falha do motor	Funcionamento normal
2	Travamento do rotor	Funcionamento normal
3	Falha do motor	Falha do motor

Todos os transientes começaram após  $2,0 \times 10^4$  s de estado estacionário a 100 % de potência, ou seja, 30 MW. A Figura 3.19 mostra a vazão mássica nas bombas 410 e 412 e a altura manométrica da bomba (*pump head*) 412 para os casos 1 e 2. A falha do motor da bomba 410, no caso 1, provocou uma diminuição gradativa de sua vazão devido ao volante de inércia da própria bomba. Dessa forma, a bomba 412 diminuiu seu recalque e conseqüentemente aumentou gradativamente, durante 40 s, sua vazão em cerca de 50%. Para o caso 2 pode-se observar uma interrupção rápida na vazão que passa pela bomba 410 levando-a a zero em poucos segundos. Como ocorrido no caso 1, o recalque da bomba 412 diminui provocando seu aumento de vazão e permanecendo no mesmo valor alcançado no caso 1, porém de uma forma abrupta. Esse tipo de acidente na bomba provoca o travamento de seu rotor impedindo que o fluido passe pela bomba.

Observa-se um rápido aumento na vazão da bomba 412 logo após o acidente; isso pode ser explicado pelo fato de antes do evento a água do circuito ser succionada por duas bombas em paralelo. Quando uma bomba para de funcionar pelo travamento do rotor do motor, obstruindo a vazão no circuito, a inércia da água empurra a outra bomba (412) que recebe muito mais fluido que antes. Por isso, em um rápido momento, a bomba funciona como uma turbina, ou seja, o fluido empurra as pás da bomba. Após isso, a vazão diminui devido à queda de pressão e a bomba retorna sua operação em outro ponto da curva.

Em ambos os casos, a diminuição da vazão da bomba 410 provocou uma queda de pressão no circuito do primário fazendo com que alterasse o ponto de operação da bomba 412.

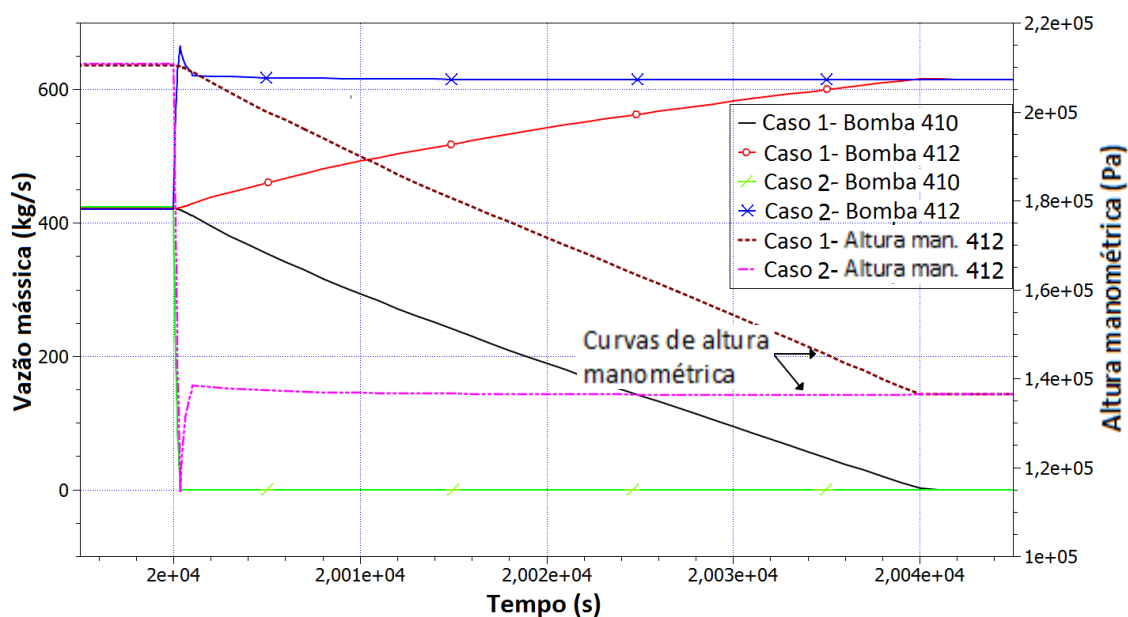


Figura 3.19 Vazões mássicas nas bombas 410 e 412 e altura manométrica da bomba 412 para os casos 1 e 2.

A vazão de entrada no núcleo para os três casos estudados pode ser observada na Figura 3.20. No caso 1, a vazão de entrada no núcleo diminui gradativamente até chegar a zero em 40 s, devido à inércia do rotor da bomba. No caso 2, a vazão é diminuída abruptamente, devido ao travamento do rotor da bomba. O caso 3 (falha de ambas as bombas) mostra um lento decaimento exponencial da vazão alcançando valor próximo de zero em aproximadamente 400 s.

A Figura 3.21 mostra as temperaturas do refrigerante na saída do núcleo e as temperaturas dos revestimentos do combustível em sua meia altura. Para o caso 2 o aumento de temperatura ocorreu de forma abrupta como era de se esperar, mas sem consequência para integridade física do combustível e seus elementos, pois a temperatura na superfície do revestimento alcançou 360 K e o refrigerante na saída do núcleo chegou a 328 K, elevando em aproximadamente 3 K sua temperatura.

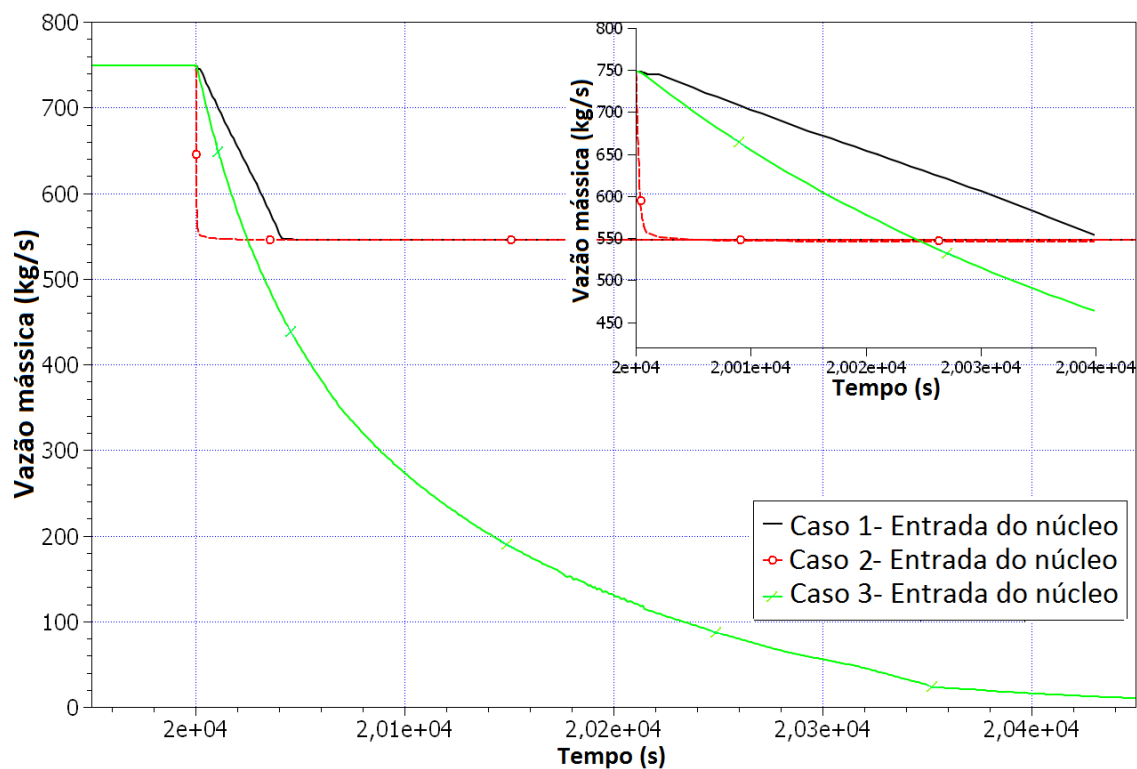


Figura 3.20 Vazões mássicas na entrada do núcleo para os casos 1, 2 e 3.

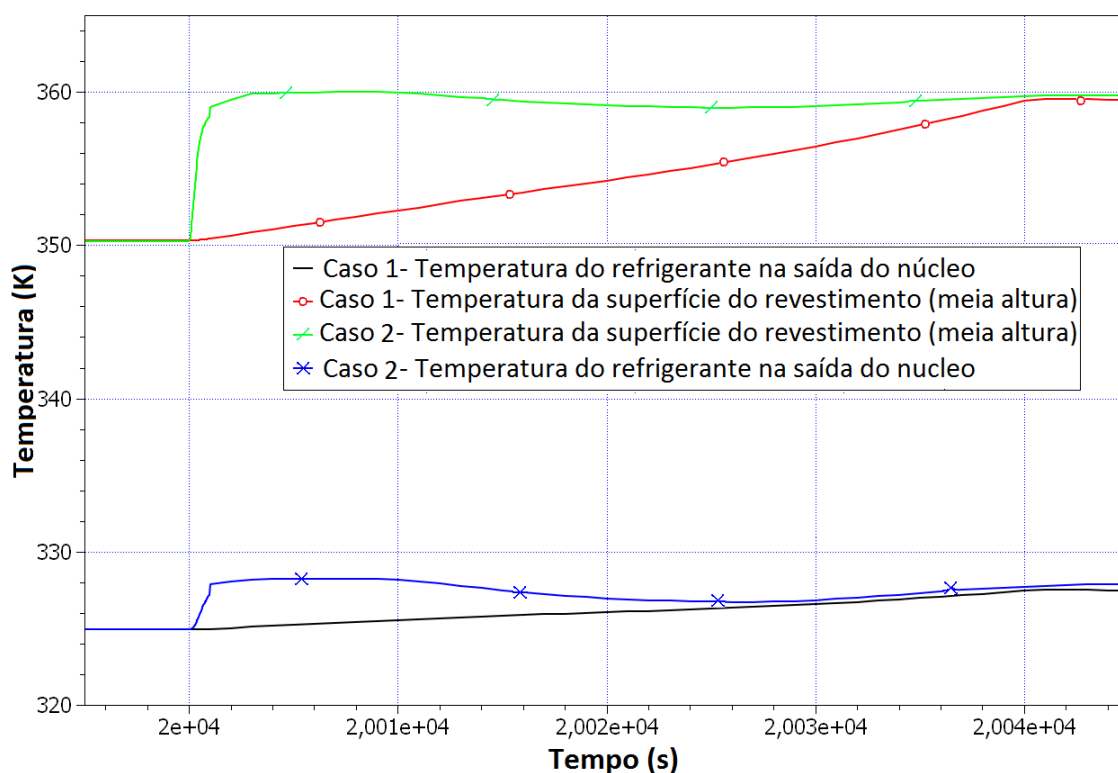


Figura 3.21 Temperaturas do refrigerante e do revestimento para os casos 1 e 2.

No caso do motor de ambas as bombas do PCS falharem ou a alimentação de energia ser desconectada (caso 3), ocorre uma lenta redução na vazão mássica no PCS

como pode ser observado na Figura 3.22, onde várias curvas são apresentadas como: as vazões mássicas de entrada do núcleo e da chaminé, da bomba 410 e da saída do circuito primário. Neste gráfico, também é mostrada a curva de velocidade da bomba 410. A velocidade da bomba diminui exponencialmente chegando a zero em 400 s e consequentemente as vazões mássicas também diminuem acompanhando a curva da velocidade da bomba. Não foi mostrado no gráfico, mas as curvas da vazão mássica e da velocidade da bomba 412 demonstraram o mesmo comportamento da bomba 410, pois elas têm as mesmas especificações técnicas.

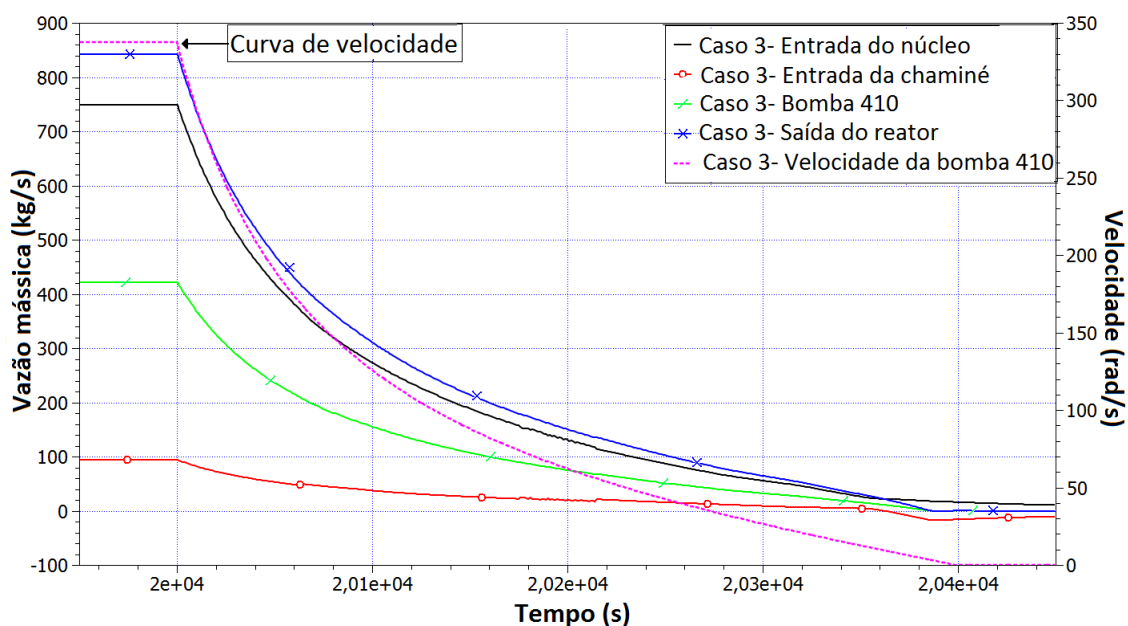


Figura 3.22 Vazão mássica em diferentes pontos do circuito e a curva da velocidade na bomba 410 para o caso 3.

A Figura 3.23 mostra as temperaturas do revestimento e do fluido na saída do núcleo e também a potência do reator para o caso 3. A temperatura do revestimento do elemento combustível alcançou os 373 K e o refrigerante na saída do núcleo alcançou aproximadamente 326 K em 60 s de transiente. Foi acionado o desligamento do reator, simulando o Sistema de Desligamento Primário (*First Shutdown System - FSS*) o qual insere todas as barras de controle no núcleo. Nesta simulação foi inserido \$ 10,00 de reatividade negativa em 0,5 s, quando a vazão na entrada do núcleo cai para menos de 50 % (este valor foi alterado de 10 % para 50 % a fim de observar o comportamento do reator para este tipo de acidente) do valor de estado estacionário. O desligamento do reator ocorreu 60 s após o transiente, o qual ocasionou uma rápida redução das temperaturas do revestimento do combustível e do fluido na saída do núcleo.

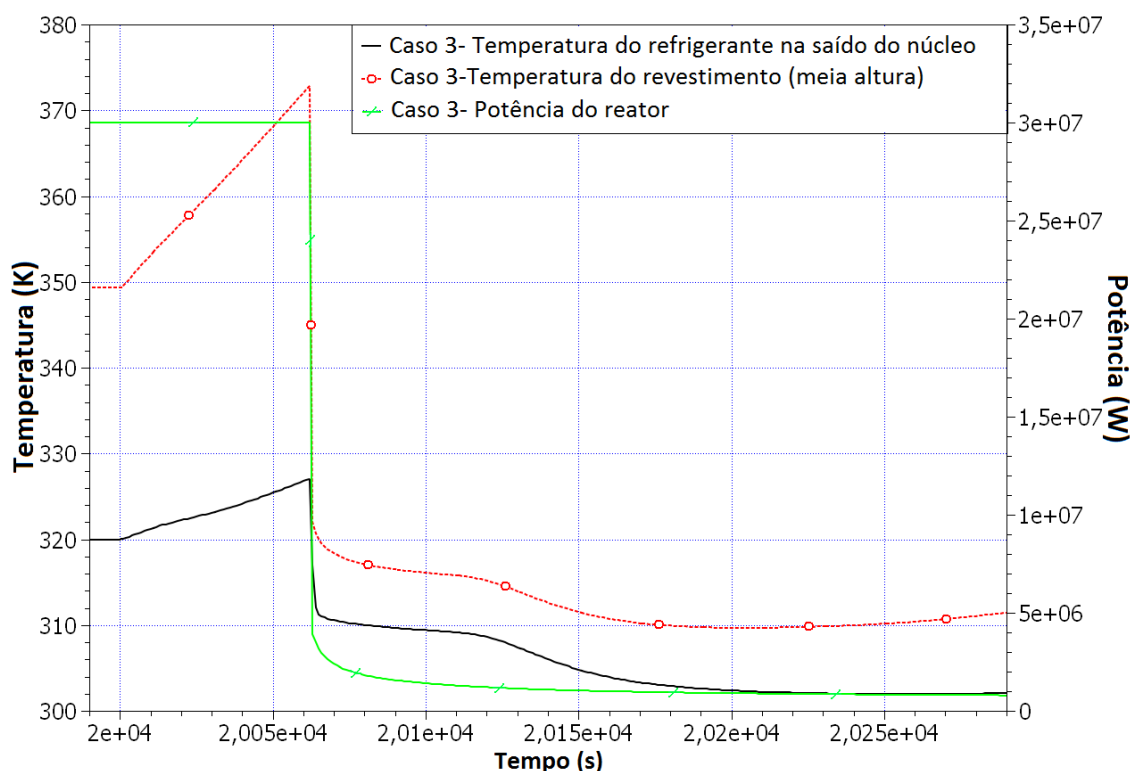


Figura 3.23 Temperatura do refrigerante na entrada do núcleo e em seu revestimento e a potência do reator para o caso 3.

A Figura 3.24 mostra a vazão na entrada do núcleo e da chaminé, além do sistema de refrigeração de longo prazo das piscinas entrando em operação para o caso 3. Alguns segundos depois do acidente, a circulação natural é estabelecida no reator através da abertura das válvulas de circulação natural. Ocorre a inversão de sentido da vazão que passa pela chaminé, indicada no gráfico pelo sinal negativo, ocorrendo seu estabelecimento em cerca de 12 kg/s. O sistema de resfriamento a longo prazo das piscinas entrou em operação cerca de  $4,4 \times 10^4$  s após a parada das bombas, como pode ser visto na Figura 3.24. Como já foi dito anteriormente, esse sistema fornece uma significativa contribuição adicional para a segurança do reator, pois evita que a temperatura da piscina do reator continue aumentando até alcançar a temperatura de saturação. Esse sistema suga a água em um ponto acima do núcleo (componente 320 da nodalização), fazendo com que a água quente proveniente do núcleo entre por esta tubulação e seja resfriada no trocador de calor do circuito da piscina e retorne ao fundo da mesma. Como pode ser observado na Figura 3.24, quando esse sistema entra em operação, ocorre diminuição significativa da vazão até acabar o efeito de circulação natural. Por falta de dados, ainda não foi possível dimensionar a vazão mássica mais adequada para este sistema. Nesta simulação, esse sistema entra em operação quando a temperatura do meio da piscina do reator (100-10) alcança 320 K.

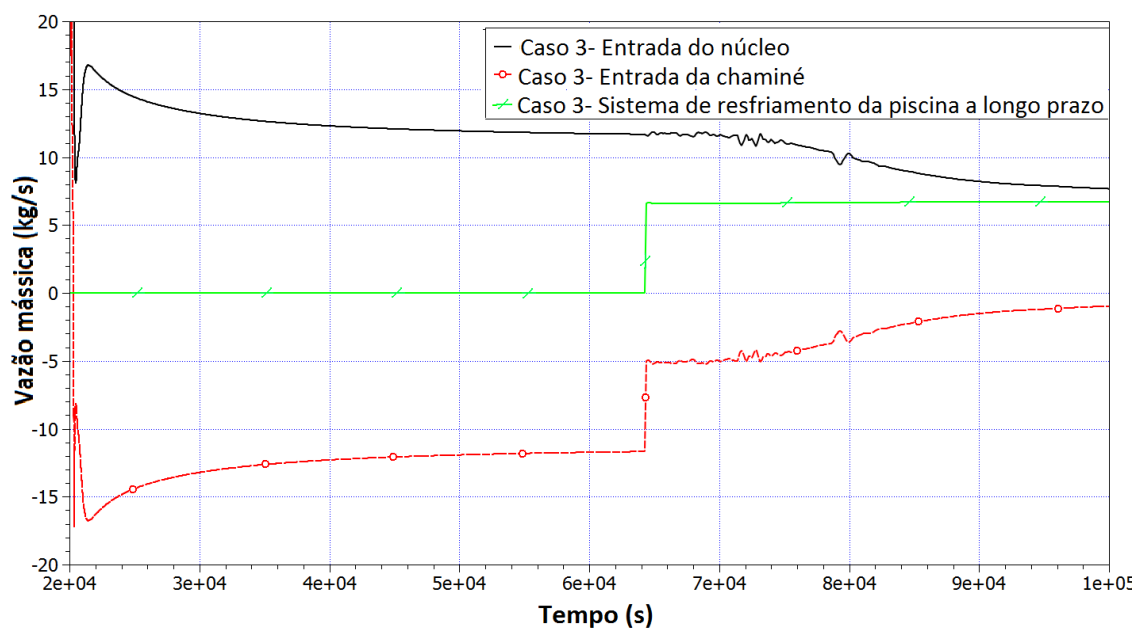


Figura 3.24 Vazões mássicas na entrada do núcleo e na entrada da chaminé para o caso 3.

A Figura 3.25 mostra a temperatura do refrigerante na saída do núcleo e em dois níveis da piscina do reator (100-10 e 100-20) para o caso 3. As curvas demonstram a eficiência do sistema de resfriamento das piscinas a longo prazo, pois quando este sistema entra em operação, a temperatura do refrigerante no topo da piscina (100-20) estabiliza-se em 323 K e a temperatura do refrigerante no meio da piscina (100-10) diminui com o passar do tempo, assim como a temperatura de saída do núcleo.

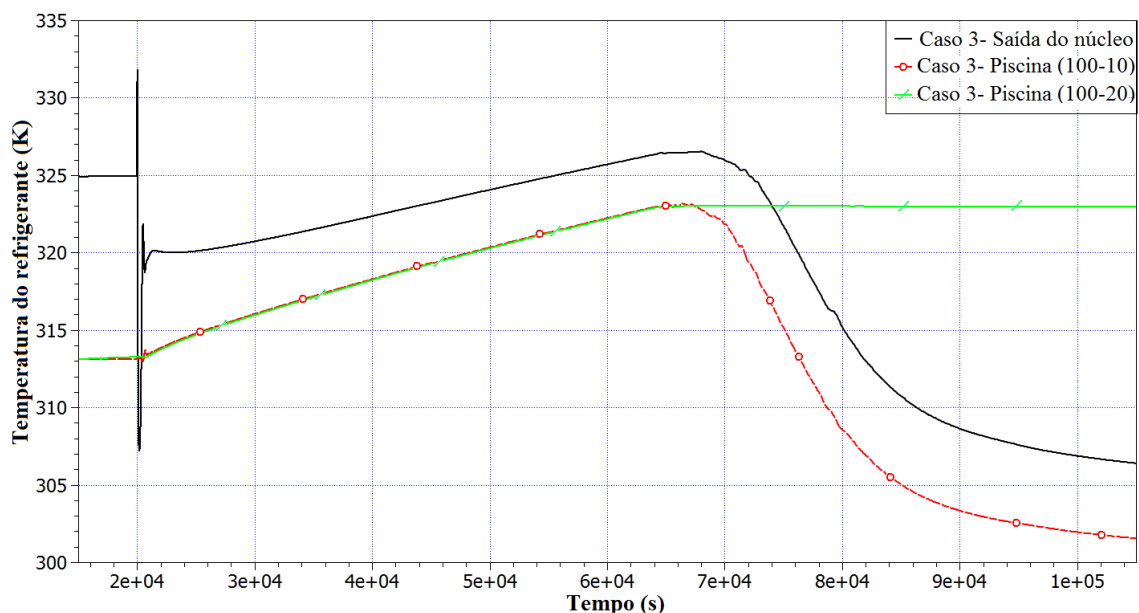


Figura 3.25 Temperatura do refrigerante na saída do núcleo, no meio e no topo da piscina do reator.

Os resultados de perda de vazão dos casos analisados mostraram que o reator permaneceu em estado de operação segura. Os casos 1 e 2 não acionaram o sistema de



desligamento do reator, pois a vazão de entrada do núcleo não alcançou o nível estabelecido e, assim, o reator alcançou um novo estado estacionário. A simulação da falha em ambas as bombas do circuito de refrigeração do primário (caso 3) conduziu ao desligamento do reator de uma forma segura, com o reator operando em modo de circulação natural e a temperatura do revestimento do reator ficando abaixo da temperatura de ebulição nucleada.

### 3.2.5.2 Acidente de perda de refrigerante

Os resultados relativos à simulação do acidente de perda de refrigerante foram apresentados no *14º Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering- ENCIT* (Soares et al., 2012).

O acidente de perda de refrigerante – LOCA (*Loss of Coolant Accident*) é um dos mais importantes acidentes de base de projeto, entretanto, tem baixa probabilidade de ocorrer em reatores de pesquisa. Porém, pode causar graves danos ao núcleo em caso de ocorrência. Desta forma, LOCAs devem ser considerados na análise de segurança de reatores de pesquisa.

A Figura 3.26 mostra a nodalização do RMB novamente com destaque em três pontos do circuito onde foram ocasionadas rupturas na tubulação a fim de simular LOCAs. Para simular estes acidentes foram adicionados à nodalização um volume dependente do tempo (componente 600) e uma válvula (componente 601). As três regiões escolhidas foram:

- Caso 1: LOCA na entrada do RSPCS (conectado ao componente 238);
- Caso 2: LOCA na entrada do PCS (conectado ao componente 360);
- Caso 3: LOCA na saída do PCS (conectado ao componente 406).

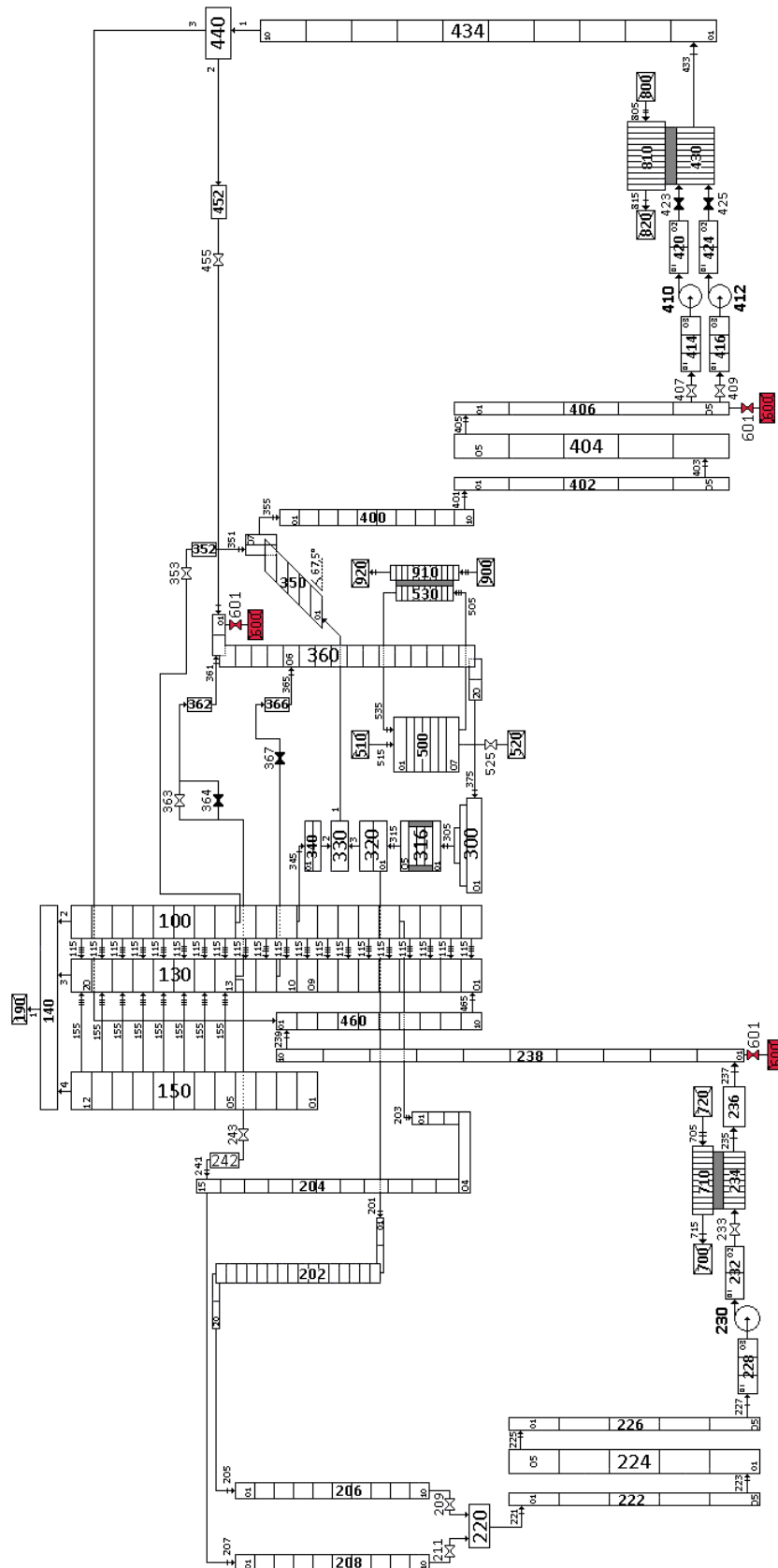


Figura 3.26 Nodalização do RMB com destaque dos componentes adicionados para simulação de LOAs.

A simulação dos LOCAs nos casos estudados ocorrem de forma muito semelhante: o refrigerante sai pela ruptura e o nível de água da piscina do reator baixa até encontrar a válvula quebra-sifão localizada a 7,00 m. Posteriormente, as válvulas localizadas a 5,8 m abrem estabilizando, assim, a circulação natural no reator. Em todos os casos estudados, o reator desligou pelo acionamento de um dos *trips* de desligamento. Os dois *trips* de desligamento do reator são:

- Se o nível de água da piscina do reator baixar para 10,8 m, o *trip* é acionado e o reator é desligado;
- Se a vazão na entrada do núcleo diminuir em 10% em relação ao valor de estado estacionário, o *trip* é acionado e o reator é desligado.

A Tabela 3.14 apresenta de forma resumida os 3 casos de LOCA estudados em relação ao tempo que a água gasta para alcançar a válvula quebra-sifão.

Tabela 3.14 Sumário dos casos analisados.

Casos	Diâmetro do tubo (mm)	Tempo para o refrigerante alcançar a válvula (s)	Máxima vazão na ruptura (kg/s)	Temperatura máxima na saída do núcleo (K)		Temperatura máxima do revestimento à saída (K)	
				Estado estacionário	LOCA	Estado estacionário	LOCA
1	500	185	1477	319	335	354	357
2	601	159	2606	319	324	354	355
3	809	109	2531	319	334	354	356

A Figura 3.27 mostra o nível de água na piscina do reator para os primeiros 300 s após o acidente. Após  $2,0 \times 10^4$  s de estado estacionário, o acidente ocorre e o nível da piscina do reator começa a baixar. As curvas do gráfico confirmam o resultado da Tabela 3.14, ou seja, quanto maior o diâmetro do tubo rompido durante o LOCA mais rápido é perdido o refrigerante e assim menor o tempo para alcançar a válvula quebra-sifão, que está localizada a 7 m de altura.

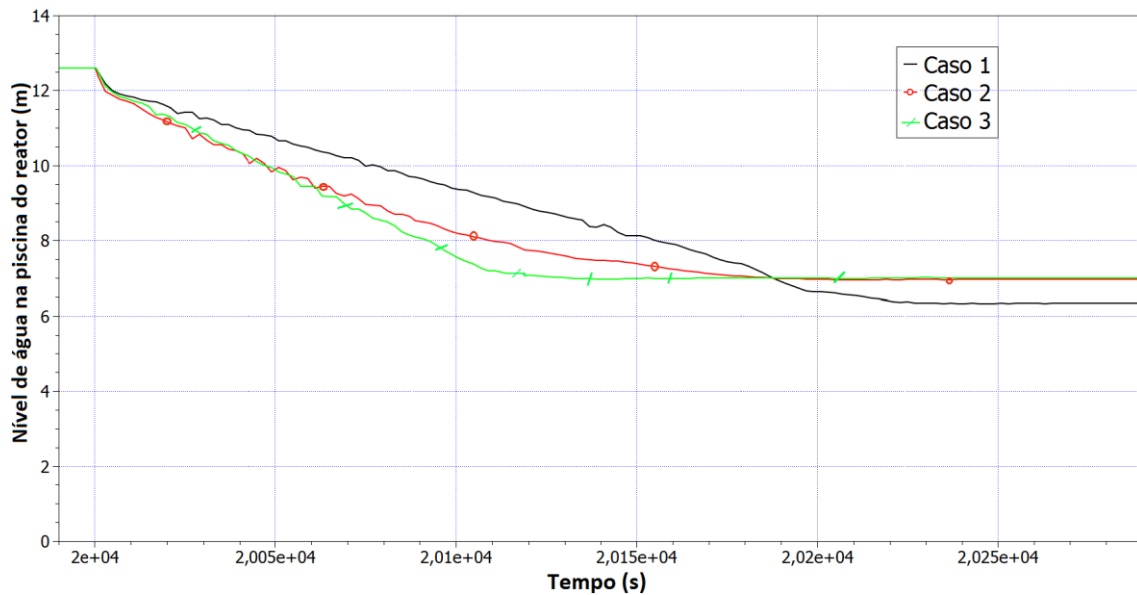


Figura 3.27 Evolução do nível de água na piscina do reator para os três casos estudados de LOCA.

A Figura 3.28 mostra a vazão mássica na ruptura (válvula 601) para os três casos de LOCA analisados. Observam-se comportamentos diferentes para cada caso devido à localização do acidente, pois o diâmetro do tubo e a pressão são diferentes em cada caso.

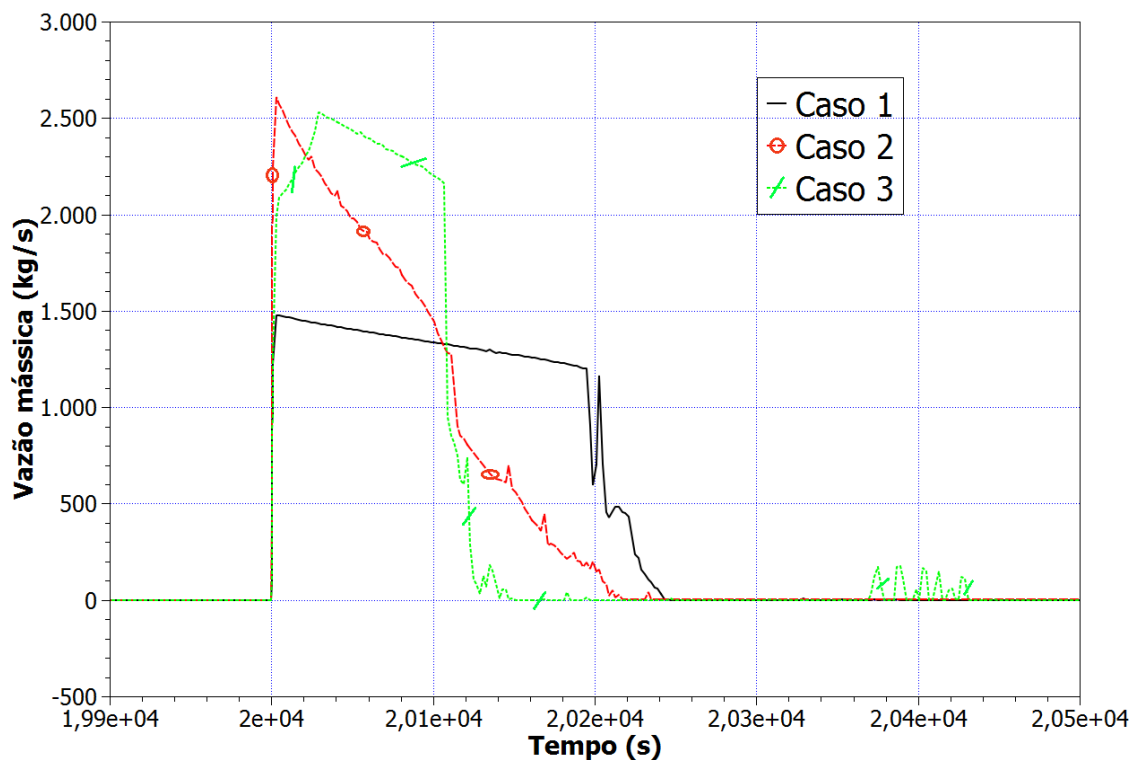


Figura 3.28 Vazão mássica na ruptura do LOCA para os três casos estudados.

A Figura 3.29 mostra a temperatura do refrigerante na saída do núcleo (componente 320) nos primeiros 900 s após o acidente. Logo após o acidente, a

temperatura do fluido para os casos estudados diminuíram drasticamente. Isso ocorreu devido à atuação do sistema de desligamento do reator. Porém, a temperatura do fluido começa a aumentar quando a água para de sair pela ruptura. O aumento foi de 7 e 5 K acima do valor de estado estacionário, respectivamente para os casos 1 e 2. Observa-se que para o período de tempo analisado, a temperatura na saída do núcleo para os casos 2 e 3 ficaram abaixo do valor de estado estacionário.

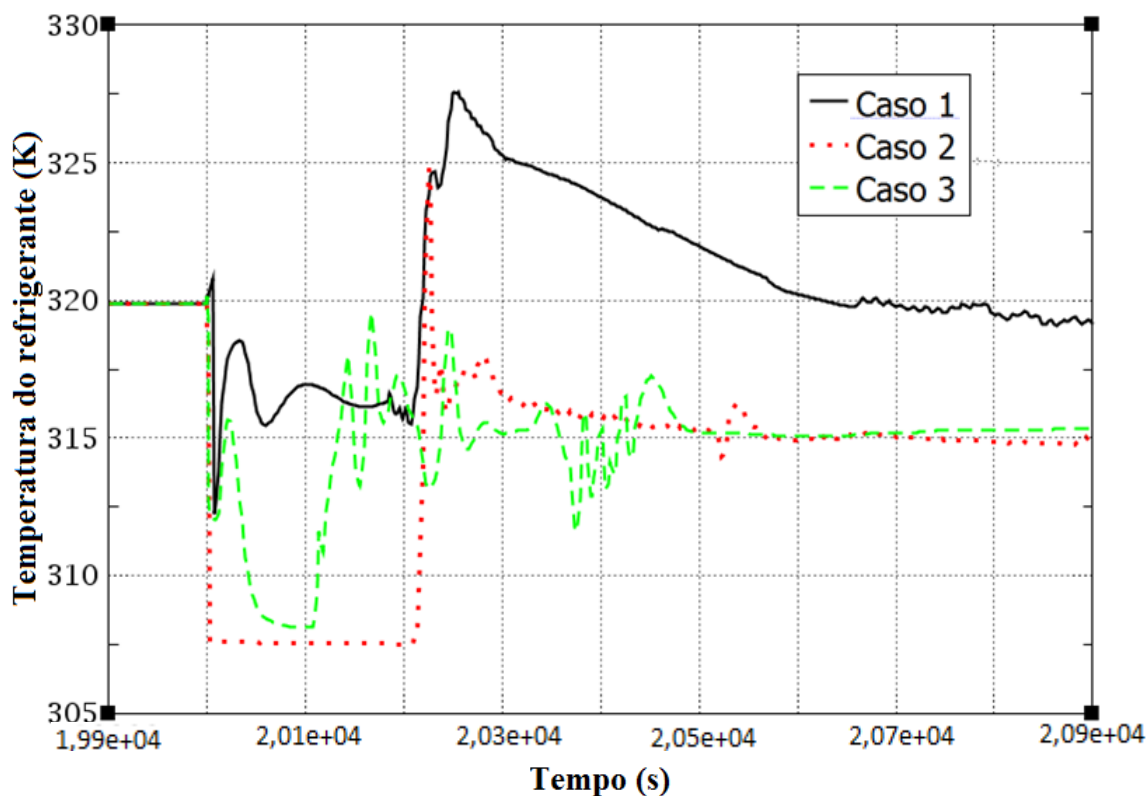


Figura 3.29 Temperatura do refrigerante na saída do núcleo para os três casos estudados.

Um acidente do tipo LOCA provocou o esvaziamento parcial da piscina do reator, porém manteve a chaminé e, portanto o reator coberto de água. Isso só foi possível pela eficiência das válvulas quebra-sifão localizadas a 7 m. Quando entra ar dentro delas, ocorre a interrupção da perda de refrigerante pela ruptura.

Os sistemas de desligamentos do reator atuaram como previsto, desligando o mesmo de forma rápida e eficaz e assim assegurando a integridade física dos elementos combustíveis. A válvula de circulação natural localizada a 5,8 m abriu garantindo a refrigeração do núcleo e a remoção do calor gerado pelo pequeno aumento de temperatura do refrigerante na saída do reator detectado alguns segundos após o acidente.

### 3.2.6 Análise de Sensibilidade - Nodalização para 25 canais termo-hidráulicos no núcleo

Foi feita a discretização do núcleo do RMB para 25 canais termo-hidráulicos (TH), ou seja, cada canal representa um elemento combustível mais dois canais que representam os elementos de irradiação. A Figura 3.30 mostra a nodalização do núcleo para 25 canais TH e a visão superior do núcleo. O *branch* 306 recebe o fluido do cárter de entrada do núcleo (componente 300) e distribui o fluido para os canais TH 311 a 315. O *branch* 336 recebe o fluido destes canais e envia para o componente 342. O mesmo ocorre com os demais canais TH de acordo com a Figura 3.30.

A cada canal TH está associada uma estrutura de calor correspondente a um elemento combustível, exceto aos canais TH 318 e 328, pois estão representando os elementos de irradiação. O núcleo foi dividido axialmente em 8 volumes, porém a estrutura de calor está presente em 6 volumes centrais. O primeiro e o último não têm estruturas de calor associadas, pois representam a parte inativa (sem combustível) do núcleo. De acordo com a Figura 3.16, o elemento combustível tem comprimento de 0,85 m e sua parte ativa de 0,615 m. Na nodalização para o RELAP5; os 8 volumes dos canais TH compreendem o comprimento total do elemento combustível e sua parte ativa foi dividida nos 6 volumes internos de cada canal TH.

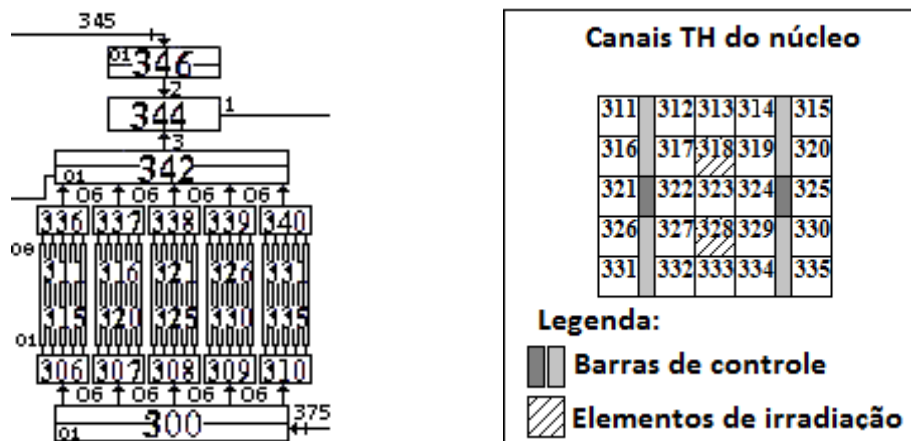


Figura 3.30 Nodalização do núcleo usando 25 canais TH (esquerda) e visão superior do núcleo (direita).

A Tabela 3.15 mostra os dados hidráulicos utilizados na nodalização do RMB para 25 canais TH.

Tabela 3.15 Dados hidráulicos do núcleo do RMB com 25 canais TH.

Tipo	Pipe	
Nº de volumes	8	
Comprimento de cada volume (m)	01 e 08	0,135
	02 e 07	0,775
	03 e 06	0,105
	04 e 05	0,125
Orientação	90°	
Vazão mássica em cada canal (kg/s) <sup>(1)</sup>	28,5 <sup>(2)</sup>	
Vazão mássica nos canais 318 e 328 (kg/s)	44,1 <sup>(2)</sup>	
Área de escoamento do fluido nos canais 318 e 328 (m <sup>2</sup> )	0,0065	
Área de escoamento do fluido em cada canal e em cada volume (m <sup>2</sup> ) <sup>(1)</sup>	01 e 08	0,0065
	02 a 07	0,0038
<b>Estrutura de calor de cada canal TH do núcleo <sup>(1)</sup></b>		
Pontos de malha	3	
Intervalo entre os pontos de malha (mm)	0,370 (1º intervalo)	
	0,305 (2º e 3º intervalos)	
Geometria da estrutura de calor	retangular	

<sup>(1)</sup> Exceto para os canais 318 e 328.

<sup>(2)</sup> Resultado do estado estacionário do RELAP5.

### 3.2.6.1 Resultados de estado estacionário para a nodalização de 25 canais TH do núcleo do RMB

Vários parâmetros TH foram comparados com a nodalização de 1 canal TH do núcleo e foi verificado que a maioria desses parâmetros foram idênticos ou muito próximos. A Figura 3.31 mostra a vazão mássica na entrada do núcleo para o núcleo com 1 canal TH e com 25 canais THs. Observa-se uma pequena diferença de vazão de cerca de 6 kg/s, ou seja, menos de 1 %.

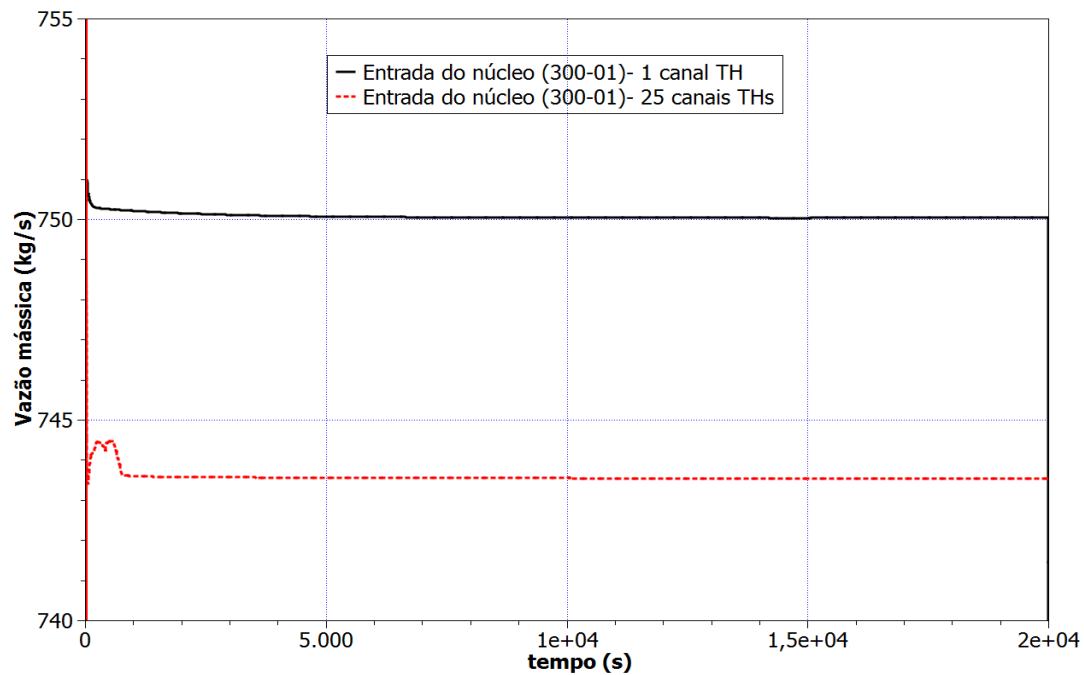


Figura 3.31 Vazão mássica na entrada do núcleo na nodalização com 1 canal TH e com 25 canais THs.

Na Figura 3.32 são mostradas as temperaturas do refrigerante na entrada e saída do núcleo para a nodalização com 1 canal TH e com 25 canais THs. As temperaturas da nodalização com 25 canais THs apresentaram uma ligeira diferença em relação aos resultados com a nodalização com 1 canal TH, cerca de 1 K a menos, porém a diferença de temperatura entre a entrada e a saída do núcleo manteve-se em 9 K.

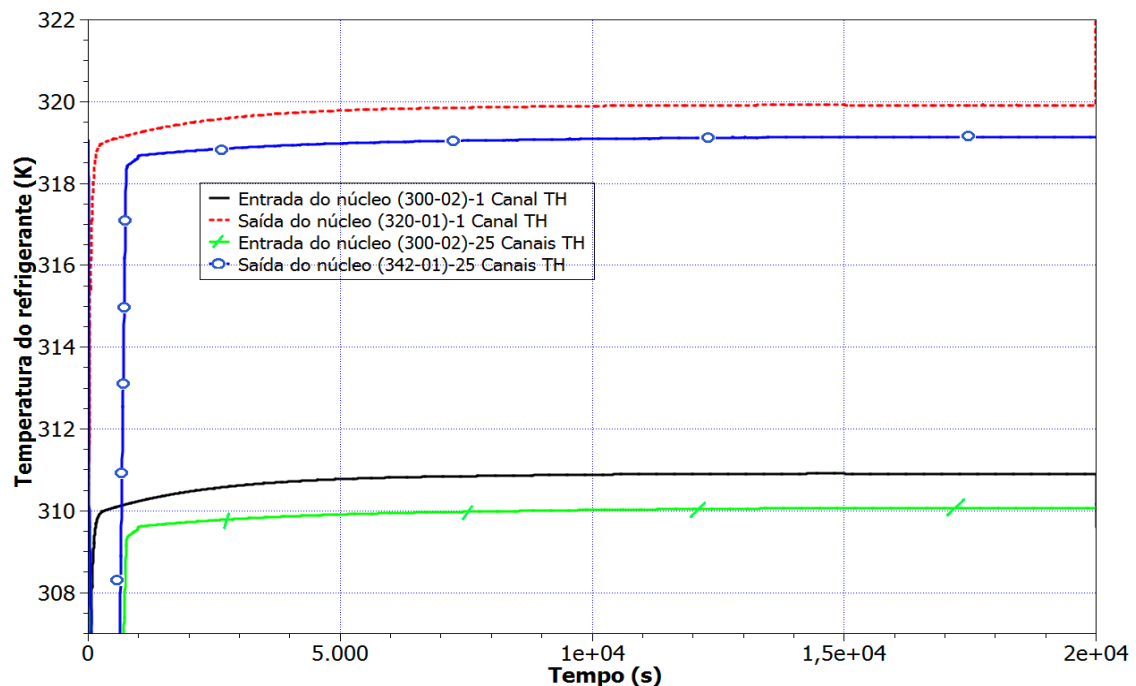


Figura 3.32 Temperatura do refrigerante na entrada e na saída do núcleo na nodalização com 1 canal TH e com 25 canais THs.



### 3.2.7 *Modelo para o RELAP5-3D com cinética pontual*

Para implementar a entrada de dados utilizada no código RELAP5 para o código RELAP5-3D<sup>®</sup>, foi necessário fazer algumas modificações em *flags* de componentes THs e da parte de cálculo de cinética neutrônica. Portanto, foram feitas pequenas modificações no input, mas a sua estrutura como componentes, áreas, comprimentos, estrutura de calor, entre outros, não sofreram mudanças. O primeiro passo foi comparar os resultados com o RELAP5-MOD3.3, e verificar se os parâmetros THs estão próximos do RELAP5-3D<sup>®</sup>, para cinética pontual. A Figura 3.33 mostra novamente a nodalização do RELAP5, porém com os 25 canais TH do núcleo.

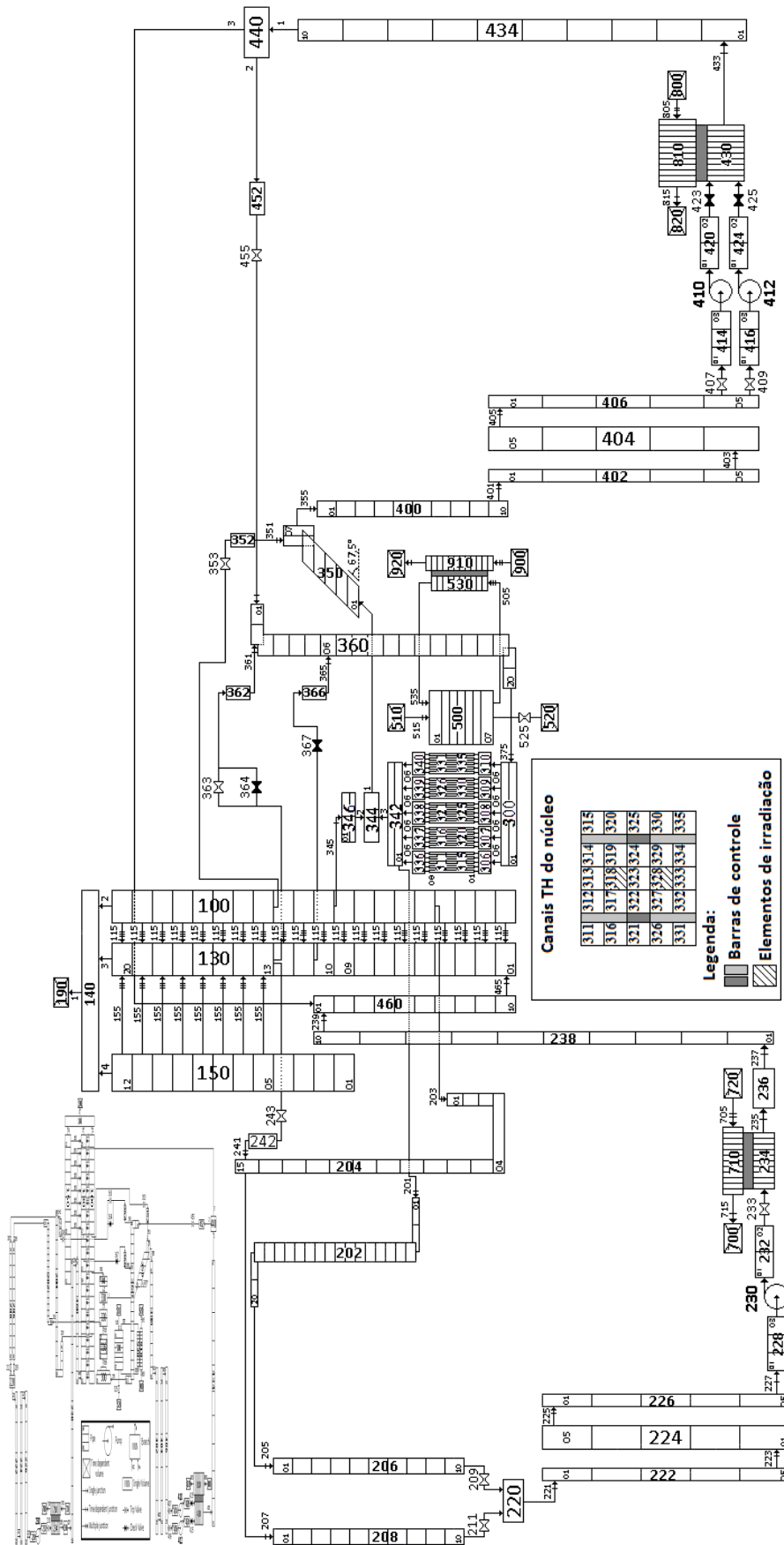


Figura 3.33 Nodalização do RMB para o RELAP5 com 25 canais TH no núcleo.

### 3.2.7.1 Resultado de estado estacionário

Foram verificados diversos parâmetros THs e não foram observados valores diferentes dos resultados obtidos com o código RELAP5-3D<sup>®</sup> em relação aos resultados do RELAP5-MOD3.3. Alguns resultados estão mostrados na Tabela 3.16, onde foram comparados com dados das referências.

Tabela 3.16 Comparação entre resultados do RELAP5 e RELAP5-3D<sup>®</sup> ambos com 25 canais TH no núcleo para 30 MW de potência.

Parâmetros	Referência	RELAP5	Erro (%) <sup>(3)</sup>	RELAP5-3D <sup>®</sup>	Erro (%) <sup>(3)</sup>	Erro aceitável (%) <sup>(4)</sup>
Temperaturas no núcleo (entrada/saída) (K)	311/320 <sup>(1)</sup>	310,0/319,6	0,3/0,1	310,0/319,0	0,3/-0,3	0,5
Temperaturas na piscina (entrada/saída) (K)	306/--- <sup>(2)</sup>	305,3/306,6	-0,2	306,4/307,3	0,1	0,5
Vazão de entrada na chaminé (kg/s)	83,3 <sup>(2)</sup>	82,6	0,84	82,3	-1,2	2,0
Vazão no núcleo (entrada/saída) (kg/s)	750/833 <sup>(2)</sup>	748,4/831,0	0,2/0,2	748,1/830,4	-0,2/-0,3	2,0

<sup>(1)</sup>(ANSTO, 2001)

<sup>(2)</sup>(Schweizer, 2010)

<sup>(3)</sup>Erro = 100×( calculado – referência)/ referência

<sup>(4)</sup>(D' Auria, Frogheri and Giannotti, 1999)

### 3.2.7.2 Resultado de transitório

- **Perda do suprimento de potência elétrica**

Os resultados relativos à simulação deste acidente foram apresentados no 22<sup>nd</sup> *International Congress of Mechanical Engineering - COBEM* (Soares et al., 2013).

A perda do suprimento de potência elétrica é considerada como um Evento Inicializador (EI) pela IAEA (2005) para reatores de pesquisa e, portanto, deve ser considerada para o projeto do RMB. Esse acidente ocorre quando a instalação nuclear perde energia elétrica da rede e assim afeta as bombas de recirculação do reator. Quando a confiabilidade do sistema não pode ser assegurada, a perda de potência de modo de espera necessita ser avaliada muito bem. Reatores de baixa potência podem ser refrigerados por circulação natural e não necessitam ter um sistema de fornecimento de energia em modo de espera, apenas sistemas de fornecimento de energia (baterias) para instrumentação e controle (IAEA, 2008).

Para essa simulação com o código RELAP5-3D<sup>®</sup>, três *trips* foram utilizados ao mesmo tempo. A ação destes *trips* ocasionaram o desligamento das bombas do PCS (410 e 412) e a bomba do RSPCS (230) após  $2,0 \times 10^4$  s de estado estacionário.

A Figura 3.34 mostra a evolução da potência para  $5,0 \times 10^4$  s de simulação, onde é verificada uma diminuição exponencial da potência até alcançar 200 kW para ambas as versões do RELAP5.

Para simular a ação do FSS usando o RELAP5, reatividade negativa de  $\$10$  foi inserida em 0,5 s de simulação. Esse processo começa quando a vazão de entrada do núcleo diminui abaixo de 10% do valor de estado estacionário ou se o nível de água da piscina do reator diminui abaixo de 10,8 m.

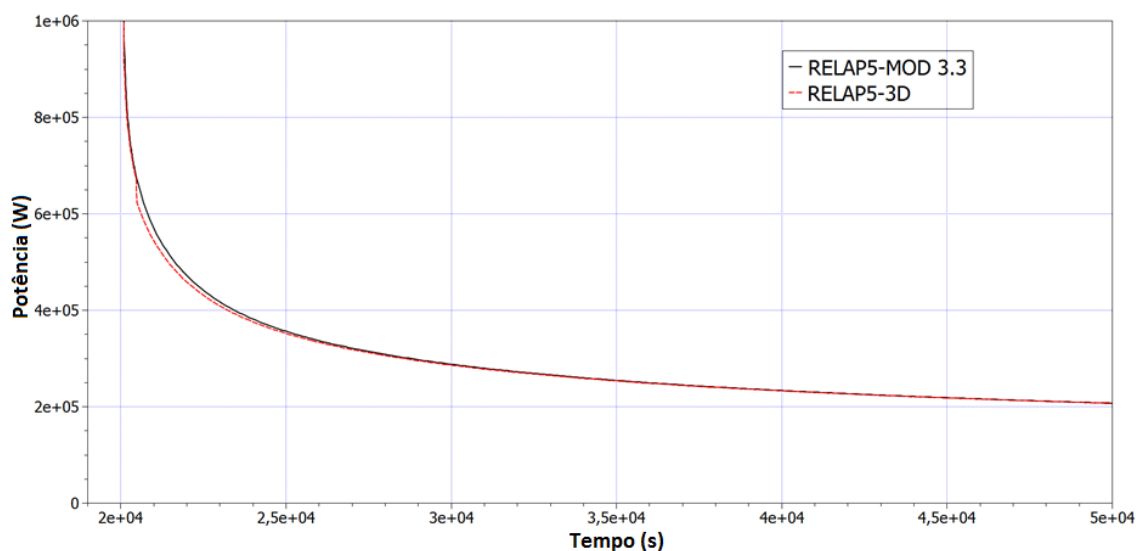


Figura 3.34 Evolução da potência do reator durante o acidente.

A Figura 3.35 mostra a evolução da temperatura da água no fundo e no topo da piscina do reator para o RELAP5-MOD3.3 e para o RELAP5-3D<sup>®</sup>. As temperaturas do fluido são praticamente as mesmas para ambos os códigos, entretanto a temperatura da água no fundo da piscina, após  $3,5 \times 10^4$  s, mostra uma pequena diferença entre os dois códigos. Devido à perda de energia, a bomba de refrigeração do circuito das piscinas do reator e de serviço não funciona e, conseqüentemente, com o passar do tempo, a temperatura da água na piscina do reator começa a aumentar.

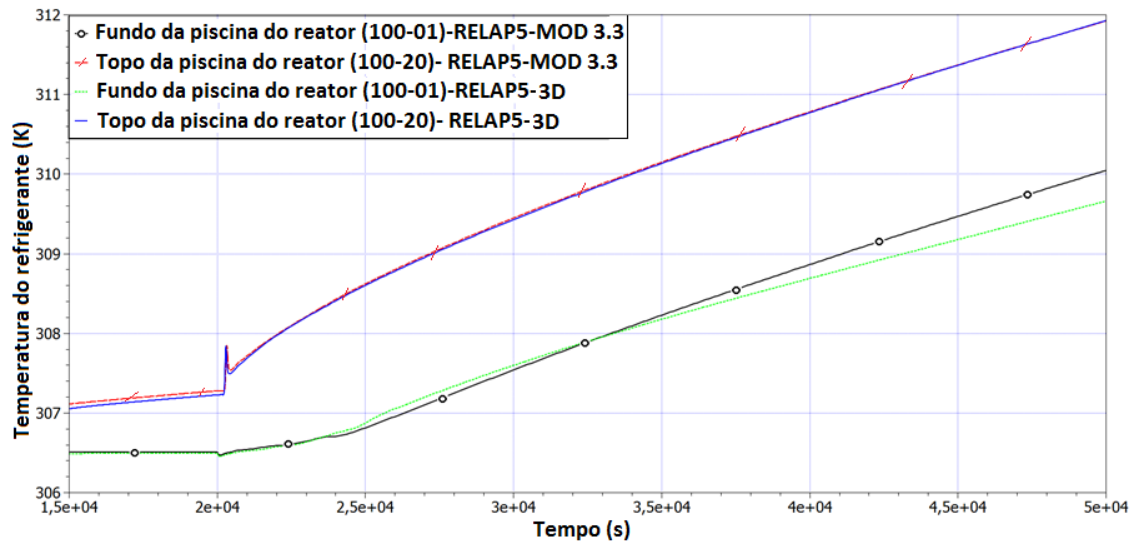


Figura 3.35 Temperaturas da água no fundo e no topo da piscina do reator.

A Figura 3.36 mostra a vazão mássica na saída do Sistema de Refrigeração do Primário - PCS, na chaminé e na saída do núcleo. Observa-se o efeito da circulação natural estabelecida no RMB, pois a vazão na chaminé que era positiva inverte de sentido tornando-se negativa, ou seja, despeja fluido quente proveniente do núcleo do reator para a piscina. Isso ocorre devido à parada de recirculação das bombas do PCS, e assim o reator fica isolado dos trocadores de calor. Consequentemente as válvulas abrem estabelecendo a circulação natural pela diferença de densidade do fluido.

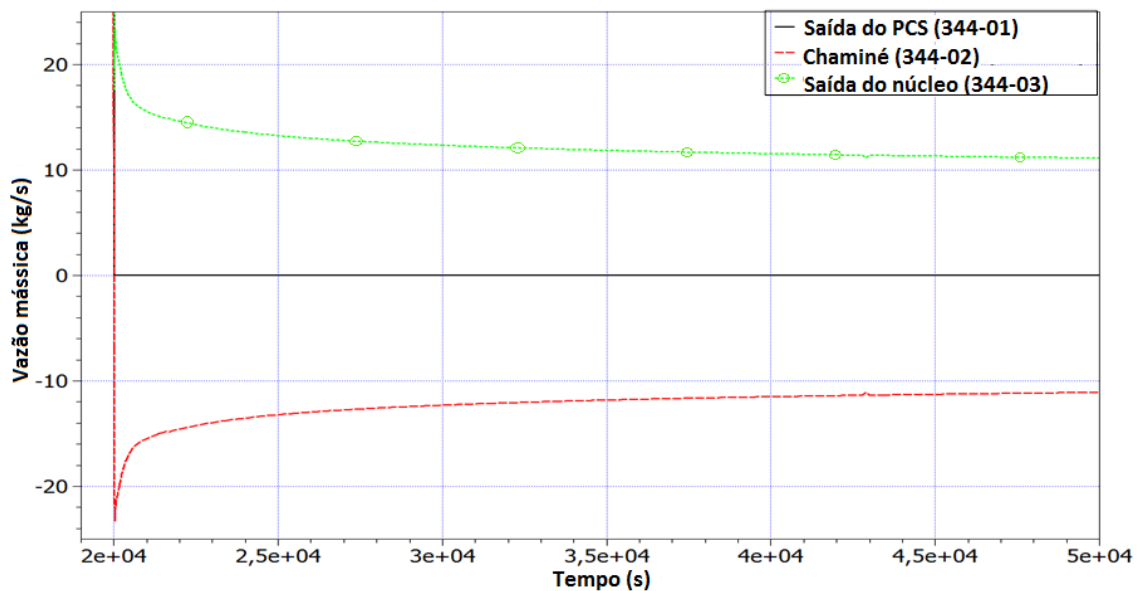


Figura 3.36 Vazão mássica em três diferentes pontos do reator mostrando a circulação natural.

Os elementos combustíveis não são danificados, pois logo após o acidente, o reator foi desligado e a circulação natural foi estabelecida e, portanto, a temperatura na superfície do reator foi diminuindo sem causar nenhum dano à sua integridade.

Utilizando-se o modelo de cinética pontual, os dois códigos praticamente apresentam os mesmos resultados. Porém para que todo o potencial do código RELAP5-3D<sup>®</sup> seja utilizado, e isso significa usar a cinética nodal acoplada, foram feitos diversos testes para assegurar que o código RELAP5-3D<sup>®</sup> reproduz aproximadamente os mesmos resultados que o RELAP5-MOD3.3 para a modelagem do RMB.

## **4 GERAÇÃO DAS SEÇÕES DE CHOQUE MACROSCÓPICAS E DOS COEFICIENTES DE TEMPERATURA**

Neste capítulo está descrita a metodologia utilizada para a obtenção das seções de choque macroscópicas e dos coeficientes de temperatura para o RMB. A geração das seções de choque macroscópicas para dados de entrada do código de análise neutrônica faz parte da aplicação da metodologia de acoplamento neutrônico/termo-hidráulico. Neste trabalho, as seções de choque macroscópicas foram geradas com o código de cálculo de célula WIMSD-5B. Para a verificação dos resultados, os valores obtidos foram comparados com os resultados de cálculos realizados pelo grupo de Física de Reatores do IPEN. Este grupo que também trabalha no projeto do RMB gerou as seções de choque macroscópicas utilizando o código de cálculo de célula HAMMER-TECHNION. As seções de choque geradas pelo IPEN foram utilizadas como dados de entrada para o código de análise neutrônica CITATION.

Os códigos WIMSD-5B e HAMMER-TECHNION são códigos semelhantes que têm a função de gerar as constantes de grupo características da célula para serem utilizadas pelos códigos de análise neutrônica. Neste trabalho, foram utilizados os códigos de análise neutrônica PARCS e NESTLE os resultados foram comparados aos resultados obtidos com o código CITATION pelo IPEN.

### **4.1 O código HAMMER-TECHNION**

O programa computacional HAMMER-TECHNION (Barhen, 1978) faz cálculos de célula em multigrupos de energia para obter seções de choque colapsadas e parâmetros macroscópicos de célula unitária homogeneizada para poucos grupos de energia (2, 3 ou 4).

A equação integral de transporte de nêutrons para a densidade total de nêutrons é resolvida para célula unitária em 30 grupos de energia, em um dado intervalo de letargia para cada grupo.

O procedimento para o cálculo da equação integral de transporte nas regiões rápida e epitérmica é resolvido para o fluxo escalar de nêutrons. A equação integral de transporte de nêutrons para o fluxo escalar na célula unitária é resolvida em 54 grupos de energia.

A Tabela 4.1 mostra os intervalos de energia considerados pelo código HAMMER-TECHNION.

Tabela 4.1 Limites de energia utilizados pelo código HAMMER-TECHNION

Fonte: (Abe, 1990)

Grupo	Limite	
	Superior	Inferior
1	10,0000 MeV	8,2085 keV
2	8,2085 keV	5,5300 keV
3	5,5300 keV	0,6250 eV
4	0,6250 eV	0,0000 eV

#### 4.2 Definições dos intervalos de energia utilizados no código WIMSD-5B

No Capítulo 5, será apresentado o modelo neutrônico dos códigos NESTLE e PARCS para o núcleo do RMB. Os resultados serão comparados com os obtidos pela equipe Física de Reatores do IPEN com o código CITATION. As constantes macroscópicas de grupo que fazem parte dos dados de entrada do código CITATION foram geradas pelo código de cálculo de célula HAMMER-TECHNION para quatro grupos de energia.

Como foi mencionado no Capítulo 2, no código WIMSD5-B, o espectro de energia dos nêutrons é dividido em 69 grupos. A Tabela 4.2 mostra esta distribuição. Este espectro de energia é subdividido em três grandes grupos. A faixa rápida (grupo 1 ao 14) corresponde ao intervalo de energia de 10 MeV a 9,118 keV. A faixa de ressonância (grupo 15 ao 27) compreende um intervalo de energia de 9,118 keV a 4,00 eV e a faixa térmica (grupo 28 ao 69) representa o um intervalo de energia de 4,00 eV a 0,00 eV.

Foram feitas duas simulações sendo a primeira com dois grupos de energia (rápido e térmico) e a segunda com quatro grupos. O código de análise neutrônica PARCS, na geometria cartesiana, admite somente simulações utilizando dois grupos de energia. Desta forma, os resultados obtidos na primeira simulação foram utilizados como entrada para o código PARCS. Para o código NESTLE, foram realizadas duas simulações, a primeira com dois grupos de energia e a segunda com quatro. Os resultados das duas simulações foram comparados e serão apresentados no Capítulo 5.

De acordo com a Tabela 4.2 podem-se definir os intervalos do espectro de nêutrons para a simulação de uma célula combustível a quatro grupos de energia para o código WIMSD-5B, de forma que os intervalos de energia dos nêutrons sejam equivalentes aos definidos pela equipe do IPEN para o código HAMMER-TECHNION representado na Tabela 4.1. O grupo rápido (grupo 1 do código HAMMER-TECHNION) compreende aproximadamente do grupo 1 ao 14 do código WIMSD-5B; o grupo 2 do código HAMMER-TECHNION compreende aproximadamente o intervalo 15 do código WIMSD-5B; o grupo 3 do código HAMMER-TECHNION compreende do grupo 16 ao 45 do código WIMSD-5B e o último grupo (grupo 4 do código HAMMER-TECHNION) corresponde do grupo 46 ao 69 do código WIMSD-5B. Observa-se que os grupos 3 e 4 correspondem exatamente ao intervalo de energia do código HAMMER-TECHNION.



O espectro dos nêutrons para a simulação a dois grupos de energia para uma célula combustível no código WIMSD-5B foi dividido de forma que a faixa rápida corresponda do grupo 1 ao 27 e a faixa térmica corresponda do grupo 28 ao 69.

Tabela 4.2 Distribuição dos 69 grupos do WIMSD-5B.

Fonte: Adaptado de Oak Ridge National Laboratory (2007).

Grupos rápidos		Grupos térmicos			
Subgrupo	Energia (MeV)	Subgrupo	Energia (eV)	Subgrupo	Energia (eV)
1	10,0	28	4,000	57	0,100
2	6,06550	29	3,300	58	0,080
3	3,67900	30	2,600	59	0,067
4	2,23100	31	2,100	60	0,058
5	1,35300	32	1,500	61	0,050
6	0,82100	33	1,300	62	0,042
7	0,50000	34	1,150	63	0,035
8	0,30250	35	1,123	64	0,030
9	1,83000	36	1,097	65	0,025
10	0,11100	37	1,071	66	0,020
11	0,06734	38	1,045	67	0,015
12	0,04085	39	1,020	68	0,010
13	0,02478	40	0,996	69	0,005
14	0,01503	41	0,972		
<b>Grupos de ressonância</b>		42	0,950		
<b>Subgrupo</b>	<b>Energia (eV)</b>	43	0,91		
15	9118,00	44	0,85		
16	5530,00	45	0,78		
17	3519,10	46	0,625		
18	2239,45	47	0,500		
19	1425,10	48	0,400		
20	906,899	49	0,350		
21	367,263	50	0,320		
22	148,729	51	0,300		
23	75,5014	52	0,280		
24	48,0520	53	0,250		
25	27,7000	54	0,220		
26	15,9680	55	0,180		
27	9,87700	56	0,140		

### 4.3 Célula combustível sem barra de controle para o WIMSD-5B

Todas as células representativas do núcleo do reator foram modeladas em geometria cartesiana (“slab”). A célula de combustível é composta de 4 regiões: combustível, revestimento, moderador/refrigerante e região extra. As 3 primeiras regiões representam a parte ativa do elemento combustível, e a 4ª parte representa a região extra. As dimensões das células e as concentrações de cada isótopo foram retiradas do documento referenciado (CNEN, 2010). A Figura 4.1 mostra o modelo de célula desenvolvido para o código WIMSD-5B de um elemento combustível do RMB.

A Tabela 4.3 exemplifica a célula combustível e a Tabela 4.4 mostra as concentrações dos isótopos do combustível para as três densidades.

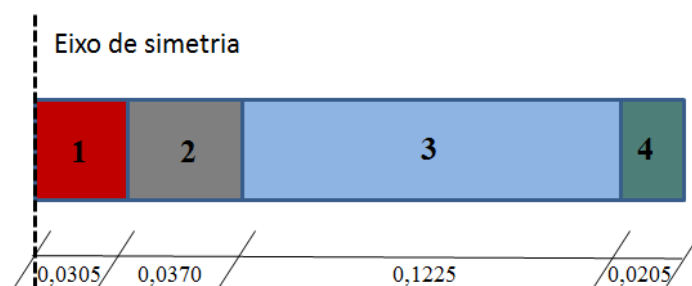


Figura 4.1 Modelo para o WIMSD-5B de uma célula combustível sem barra de controle. Região 1- Combustível, 2- Revestimento, 3- Moderador e 4- Região extra. (Dimensões em cm).

Tabela 4.3 Célula de combustível sem barra de controle.

Denominação	Região	Espessura (cm)	Material	Isótopos	Concentrações (átomos/barn.cm)
Combustível	1	0,0305 <sup>(*)</sup>	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al	(**)	(**)
Revestimento	2	0,037	Al	Al	6,02442x10 <sup>-2</sup>
Moderador/ Refrigerante	3	0,1225 <sup>(*)</sup>	H <sub>2</sub> O	H O	6,67462x10 <sup>-2</sup> 3,33731x10 <sup>-2</sup>
Região extra	4	0,02047 <sup>(*)</sup>	H <sub>2</sub> O+Al	H O Al	2,26389x10 <sup>-2</sup> 1,13195x10 <sup>-2</sup> 3,98094x10 <sup>-2</sup>

<sup>(\*)</sup> meia espessura

<sup>(\*\*)</sup> dados disponibilizados na Tabela 4.4 em função da densidade do urânio.

Tabela 4.4 Concentrações dos isótopos do U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>.

$\rho(U)$ g/cm <sup>3</sup>	Concentrações (átomos/barn.cm)					Massa U (x 10 <sup>4</sup> g)
	U-234 (x 10 <sup>-5</sup> )	U-235 (x 10 <sup>-3</sup> )	U-238 (x 10 <sup>-3</sup> )	Si (x 10 <sup>-3</sup> )	Al (x 10 <sup>-2</sup> )	
2,4	1,1405	1,1444	4,5802	3,8164	4,8209	3,2428
3,0	1,4257	1,4305	5,7253	4,7705	4,5196	4,0535
3,6	1,7108	1,7166	6,8703	5,7246	4,2183	4,8642

#### 4.4 Célula combustível com barra de controle para o WIMSD-5B

A Figura 4.2 representa um modelo para uma célula combustível com barra de controle para o código WIMSD-5B. Suas dimensões e características são apresentadas na Tabela 4.5. A célula combustível, com simetria de meia célula, é constituída de 9 regiões, onde as 4 primeiras regiões representam a barra de controle e as 5 últimas representam uma célula combustível.

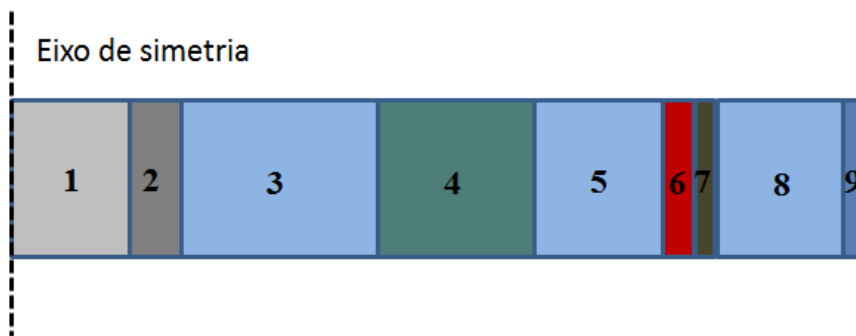


Figura 4.2 Modelo para o WIMSD-5B de uma célula combustível com barra de controle (regiões 1, 2, 3, 4 e 5 representam uma barra de controle; regiões 6, 7, 8 e 9 representam uma célula combustível).

Tabela 4.5 Célula combustível com barra de controle.

Denominação	Região	Espessura (cm)	Material	Isótopos	Concentrações (átomos/barn.cm)
Material absorvedor	1	0,225 <sup>(*)</sup>	Ag-In-Cd	<sup>107</sup> Ag <sup>109</sup> Ag In Cd	2,25711x10 <sup>-2</sup> 2,09773x10 <sup>-2</sup> 7,67108x10 <sup>-3</sup> 2,61208x10 <sup>-3</sup>
Revestimento	2	0,1	SS-304	Mn Si Ni Cr Fe C Mo Co	1,37620x10 <sup>-3</sup> 6,38380x10 <sup>-4</sup> 7,67040x10 <sup>-3</sup> 1,58100x10 <sup>-2</sup> 5,54450x10 <sup>-2</sup> 1,05610x10 <sup>-4</sup> 7,94240x10 <sup>-5</sup> 1,63530x10 <sup>-4</sup>
Água	3	0,375	H <sub>2</sub> O	H O	6,67462x10 <sup>-2</sup> 3,33731x10 <sup>-2</sup>
Guia da barra	4	0,30	Al		6,02442x10 <sup>-2</sup>
Água do canal entre placas combustíveis	5	0,1225 <sup>(*)</sup>	H <sub>2</sub> O	H O	6,67462x10 <sup>-2</sup> 3,33731x10 <sup>-2</sup>
Combustível	6	0,0305 <sup>(*)</sup>	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al	(**)	(**)
Revestimento	7	0,037	Al	Al	6,02442x10 <sup>-2</sup>
Moderador/Refrigerante	8	0,1225 <sup>(*)</sup>	H <sub>2</sub> O	H O	6,67462x10 <sup>-2</sup> 3,33731x10 <sup>-2</sup>
Região extra	9	0,02047 <sup>(*)</sup>	H <sub>2</sub> O+Al	H O Al	2,26389x10 <sup>-2</sup> 1,13195x10 <sup>-2</sup> 3,98094x10 <sup>-2</sup>

<sup>(\*)</sup> meia espessura

<sup>(\*\*)</sup> dados disponibilizados na Tabela 4.4 em função da densidade do urânio.

#### 4.5 Valores de $k_{\infty}$ de célula combustível com barra e sem barra de controle para o código WIMSD-5B

A Tabela 4.6 compara os valores de  $k_{\infty}$  com a respectiva diferença percentual entre os códigos analisados para três densidades de uma célula combustível sem barra de controle para a temperatura de referência de 20 °C.

Tabela 4.6 Comparação do  $k_{\infty}$  de uma célula combustível sem barra de controle para os códigos analisados.

$\rho(U) \text{ g/cm}^3$	<b>HAMMER (4 grupos)</b>	<b>WIMSD (4 grupos)</b>	<b>Dif.* (%)</b>	<b>WIMSD (2 grupos)</b>
2,4	1,584	1,615	1,957	1,606
3,0	1,617	1,644	1,669	1,639
3,6	1,637	1,661	1,466	1,659

\* Diferença = [(Valor do WIMSD - Valor do HAMMER) / (Valor do HAMMER)] x 100

#### 4.6 Cálculos dos coeficientes de realimentação devido a mudanças de temperatura utilizando as seções de choque macroscópicas geradas pelo WIMSD-5B

Os coeficientes de realimentação devido a mudanças de temperatura das seções de choque macroscópicas geradas pelo WIMSD-5B são as inclinações das retas obtidas variando-se a temperatura do moderador ou do combustível de uma célula combustível com ou sem barra de controle. Observa-se que as seções de choque macroscópicas e o coeficiente de difusão variam de maneira linear conforme varia a temperatura. Esses coeficientes são necessários como dados de entrada da parte neutrônica do código RELAP5-3D<sup>®</sup>.

As Figuras 4.3, 4.4 e 4.5 apresentam respectivamente os coeficientes de temperatura referentes às seções de choque macroscópicas de absorção, fissão e o coeficiente de difusão para o grupo 4 para as três densidades de urânio. Da Figura 4.3 à Figura 4.5 variou-se a temperatura do moderador no código WIMSD-5B. Foram escolhidas três temperaturas: 20 °C, 60 °C e 100 °C. Com esses três pontos foram calculadas as inclinações das retas. Verifica-se que a variação na seção de choque é muito pequena quando se varia a temperatura do moderador.

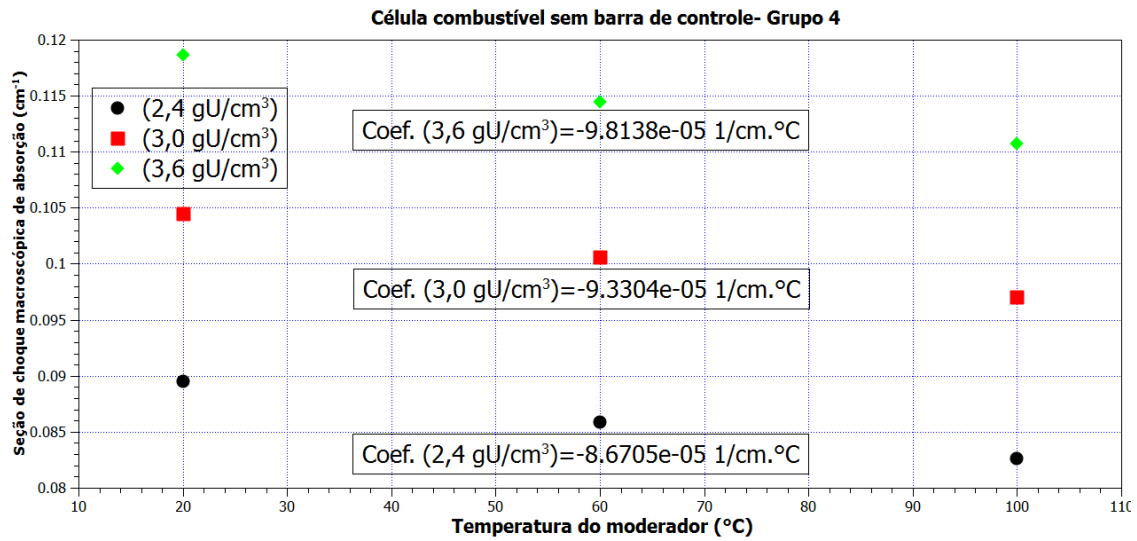


Figura 4.3 Seção de choque macroscópica de absorção da célula combustível sem barra de controle para o grupo 4.

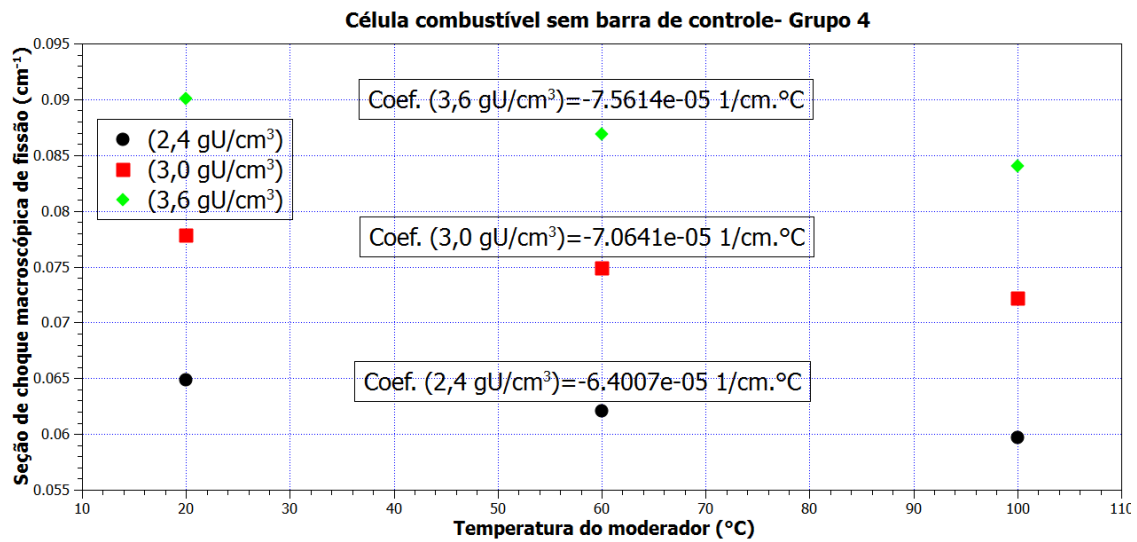


Figura 4.4 Seção de choque macroscópica de fissão da célula combustível sem barra de controle para o grupo 4.

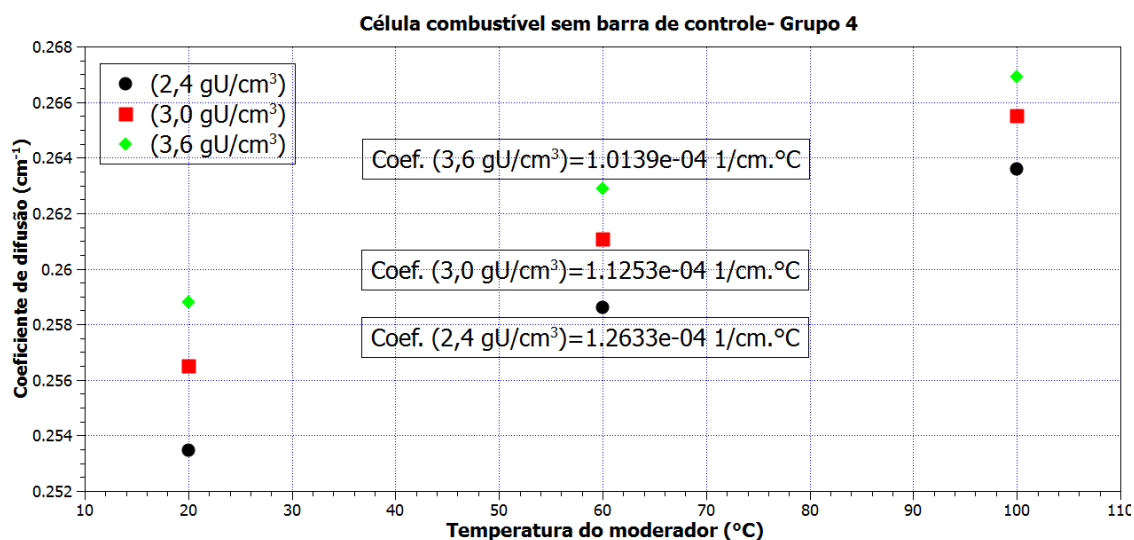


Figura 4.5 Coeficiente de difusão da célula combustível sem barra de controle para o grupo 4.

A equação da variação da seção de choque macroscópica no código neutrônico NESTLE é mostrada abaixo.

$$\Delta\Sigma = \Sigma_{base} [a. \Delta T_m + b. \Delta\rho_m + c. (\Delta\rho_m)^2 + d. \Delta B_m + e. \Delta T_f] \quad (4.1)$$

A Tabela 4.7 mostra os coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do moderador (coeficiente “a” da equação 4.1) de uma célula combustível sem barra de controle.

Tabela 4.7 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do moderador da célula combustível sem barra de controle.

Densidade de Urânio (g/cm <sup>3</sup> )	Seção de choque macroscópica	Grupo 1	Grupo 2	Grupo 3	Grupo 4
2,4	$\Sigma_a$	$4,1875 \times 10^{-10}$	$2,4999 \times 10^{-11}$	$6,7500 \times 10^{-09}$	$-8,6705 \times 10^{-05}$
3,0	$\Sigma_a$	$4,9375 \times 10^{-10}$	0,0	$6,1250 \times 10^{-09}$	$-9,3304 \times 10^{-05}$
3,6	$\Sigma_a$	$5,5124 \times 10^{-10}$	$1,2500 \times 10^{-11}$	$1,8750 \times 10^{-09}$	$-9,8138 \times 10^{-05}$
2,4	$\Sigma_f$	$3,8122 \times 10^{-10}$	0,0	$2,3755 \times 10^{-08}$	$-6,4007 \times 10^{-05}$
3,0	$\Sigma_f$	$4,4605 \times 10^{-10}$	0,0	$3,0394 \times 10^{-08}$	$-7,0641 \times 10^{-05}$
3,6	$\Sigma_f$	$4,8755 \times 10^{-10}$	0,0	$3,5580 \times 10^{-08}$	$-7,5614 \times 10^{-05}$
2,4	D	$2,6250 \times 10^{-07}$	0,0	$-5,5674 \times 10^{-06}$	$1,2633 \times 10^{-04}$
3,0	D	$2,6250 \times 10^{-07}$	0,0	$-5,3700 \times 10^{-06}$	$1,1253 \times 10^{-04}$
3,6	D	$2,6250 \times 10^{-07}$	0,0	$-5,1762 \times 10^{-06}$	$1,0139 \times 10^{-04}$

A Tabela 4.8 apresenta os coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura (coeficiente “e” da equação 4.1) do combustível da célula combustível sem barra de controle. As temperaturas escolhidas para o combustível foram 60 °C, 100 °C, 400 °C e 600 °C. A temperatura de 600 °C foi escolhida por se aproximar da máxima

temperatura que o combustível do RMB poderia suportar, pois o combustível que será utilizado no RMB será o siliceto de urânio ( $U_3Si_2$  - ponto de fusão 1665 °C) disperso em matriz de alumínio (ponto de fusão 660 °C).

Tabela 4.8 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do combustível da célula combustível sem barra de controle.

Densidade de Urânio ( $g/cm^3$ )	Seção de choque macroscópica	Grupo 1	Grupo 2	Grupo 3	Grupo 4
2,4	$\Sigma_a$	$-1,2794 \times 10^{-11}$	$4,8939 \times 10^{-09}$	$2,0834 \times 10^{-06}$	$-6,4438 \times 10^{-08}$
3,0	$\Sigma_a$	$-1,5750 \times 10^{-11}$	$8,3982 \times 10^{-09}$	$2,2997 \times 10^{-06}$	$-7,5420 \times 10^{-08}$
3,6	$\Sigma_a$	$-2,0304 \times 10^{-11}$	$1,2200 \times 10^{-08}$	$2,4918 \times 10^{-06}$	$-8,7003 \times 10^{-08}$
2,4	$\Sigma_f$	$-1,1349 \times 10^{-11}$	0,0	$2,9505 \times 10^{-08}$	$-5,4009 \times 10^{-08}$
3,0	$\Sigma_f$	$-1,4602 \times 10^{-11}$	0,0	$4,4254 \times 10^{-08}$	$-6,4178 \times 10^{-08}$
3,6	$\Sigma_f$	$-1,7674 \times 10^{-11}$	0,0	$6,0508 \times 10^{-08}$	$-7,4543 \times 10^{-08}$
2,4	D	0,0	0,0	$-2,7547 \times 10^{-06}$	$1,0735 \times 10^{-08}$
3,0	D	0,0	0,0	$-3,0943 \times 10^{-06}$	$8,8590 \times 10^{-09}$
3,6	D	0,0	0,0	$-3,2280 \times 10^{-06}$	$1,0466 \times 10^{-08}$

A Tabela 4.9 mostra os coeficientes de temperatura do moderador da célula combustível com barra de controle.

Tabela 4.9 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do moderador da célula combustível com barra de controle.

Densidade de Urânio ( $g/cm^3$ )	Seção de choque macroscópica	Grupo 1	Grupo 2	Grupo 3	Grupo 4
2,4	$\Sigma_a$	$-1,2950 \times 10^{-09}$	$5,5000 \times 10^{-10}$	$5,8449 \times 10^{-08}$	$-4,3550 \times 10^{-05}$
3,0	$\Sigma_a$	$-1,5374 \times 10^{-09}$	$7,4999 \times 10^{-10}$	$7,0775 \times 10^{-08}$	$-4,6310 \times 10^{-05}$
3,6	$\Sigma_a$	$-1,7562 \times 10^{-09}$	0,0	$8,4049 \times 10^{-08}$	$-4,8725 \times 10^{-05}$
2,4	$\Sigma_f$	$-1,3210 \times 10^{-09}$	$3,2780 \times 10^{-10}$	$2,2334 \times 10^{-08}$	$-1,7529 \times 10^{-05}$
3,0	$\Sigma_f$	$-1,5103 \times 10^{-09}$	$4,2894 \times 10^{-10}$	$2,8905 \times 10^{-08}$	$-2,0511 \times 10^{-05}$
3,6	$\Sigma_f$	$-1,6856 \times 10^{-09}$	$5,2904 \times 10^{-10}$	$3,6032 \times 10^{-08}$	$-2,3133 \times 10^{-05}$
2,4	D	$-7,6250 \times 10^{-07}$	$-6,6249 \times 10^{-08}$	$-3,7849 \times 10^{-06}$	$1,6804 \times 10^{-04}$
3,0	D	$-6,3750 \times 10^{-07}$	$-1,1499 \times 10^{-07}$	$-3,6687 \times 10^{-06}$	$1,6159 \times 10^{-04}$
3,6	D	$-5,4999 \times 10^{-07}$	$-1,6374 \times 10^{-07}$	$-3,5800 \times 10^{-06}$	$1,5588 \times 10^{-04}$

A Tabela 4.10 apresenta os coeficientes de temperatura do combustível da célula combustível com barra de controle.

Tabela 4.10 Coeficientes de realimentação devido a mudança na temperatura do combustível da célula combustível com barra de controle.

Densidade de Urânio (g/cm <sup>3</sup> )	Seção de choque macroscópica	Grupo 1	Grupo 2	Grupo 3	Grupo 4
2,4	$\Sigma_a$	0,0	0,0	$2,2320 \times 10^{-09}$	$-1,9777 \times 10^{-08}$
3,0	$\Sigma_a$	0,0	0,0	$2,9826 \times 10^{-09}$	$-2,4323 \times 10^{-08}$
3,6	$\Sigma_a$	0,0	0,0	$3,6034 \times 10^{-09}$	$-2,8655 \times 10^{-08}$
2,4	$\Sigma_f$	$-4,4397 \times 10^{-13}$	0,0	$1,3944 \times 10^{-09}$	$-1,4868 \times 10^{-08}$
3,0	$\Sigma_f$	$-5,0920 \times 10^{-13}$	0,0	$1,7992 \times 10^{-09}$	$-1,8618 \times 10^{-08}$
3,6	$\Sigma_f$	$-7,2593 \times 10^{-13}$	0,0	$2,1633 \times 10^{-09}$	$-2,2286 \times 10^{-08}$
2,4	D	0,0	0,0	$-7,7028 \times 10^{-09}$	$9,3559 \times 10^{-09}$
3,0	D	0,0	0,0	$-7,6977 \times 10^{-09}$	$1,0329 \times 10^{-08}$
3,6	D	0,0	0,0	$-9,5892 \times 10^{-09}$	$1,1282 \times 10^{-08}$



## 5 DESCRIÇÃO DO MODELO NEUTRÔNICO

Será descrita neste capítulo a modelagem neutrônica para o código RELAP5-3D<sup>®</sup> com cinética nodal e também um modelo neutrônico para o código PARCS.

### 5.1 Modelo para o código RELAP5-3D<sup>®</sup> com cinética nodal

A definição da cinética nodal implica na escolha do modelo de seções de choque. Como já foi mencionado no Capítulo 1, existem três modelos de seções de choque, RAMONA (opção *default*), GEN e HWR. A opção GEN, como o próprio manual define, é a opção mais geral (The RELAP5-3D<sup>®</sup> Code Development Team, 2009) e, por isso, foi escolhida para o cálculo do RMB. Os principais dados de entrada são apresentados na Tabela 5.1.

Tabela 5.1 Parâmetros neutrônicos utilizados na nodalização do RMB para cinética nodal no código NESTLE.

Parâmetros	Valor
Tipo de modelo de seção de choque	GEN
Nº de grupos de nêutrons atrasados	6
Nº de intervalo de <i>meshes</i> axiais (direção z)	8
Nº de intervalo de <i>meshes</i> na direção x	5
Nº de intervalo de <i>meshes</i> na direção y	5
Nº de grupos de nêutrons	2 ou 4

Os intervalos dos *meshes* axiais no modelo neutrônico foram os mesmos utilizados no modelo TH do RELAP5-MOD3.3, conforme mostrado na Tabela 5.2.

Tabela 5.2 Distribuição dos *meshes* axiais no modelo neutrônico e TH

Número de <i>meshes</i> axiais	Comprimento (m)
1	0,135
2	0,0775
3	0,105
4	0,125
5	0,125
6	0,105
7	0,0775
8	0,135
Total (m)	0,885
Comprimento ativo do elemento combustível (m) ( <i>meshes</i> axiais: 2+3+4+5+6+7)	0,615

O intervalo dos *meshes* na direção x e na direção y foi definido de acordo com (CNEN, 2011a). O núcleo na direção x tem 0,4485 m e na direção y tem 0,4085 m. Na direção x o núcleo é um pouco maior do que na direção y devido às barras de controle (20 mm cada). Porém, neste modelo não foram consideradas as barras de controle e,

desta forma, o modelo do núcleo se torna quadrado. Foram cinco intervalos iguais para cada direção, ou seja, cada *mesh* tem 0,0817 m. A Figura 5.1 mostra a visão lateral do modelo do núcleo do RMB para o plano *xz*, onde o *z* mostra os *meshes* axiais. No modelo neutrônico para o RMB, o primeiro e o último níveis axiais representam material refletor; no caso, foi utilizada uma composição de água leve.

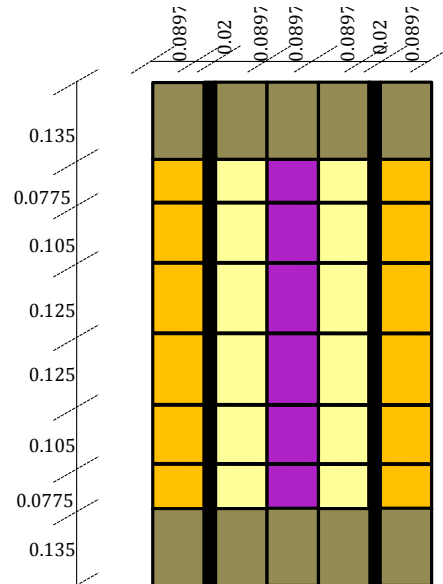


Figura 5.1 Visão lateral (plano *xz*) do modelo do núcleo do RMB.

A Figura 5.2 mostra o modelo de composições utilizado para o núcleo do RMB. Uma composição é o conjunto de seções de choque macroscópicas as quais foram calculadas no Capítulo 4. Esse modelo foi o mesmo utilizado pela equipe de Física de Reatores do IPEN, que gentilmente cedeu os dados de entrada do modelo desenvolvido por esta equipe para o código CITATION (Fowler et al., 1971). Existem três tipos de elementos combustíveis, diferenciando um do outro na densidade de urânio, ocupando as posições 1, 2 e 3, conforme mostra a Figura 5.2. A quarta composição é referente à posição de irradiação de materiais, cujos dados de seção de choque são para a água leve.

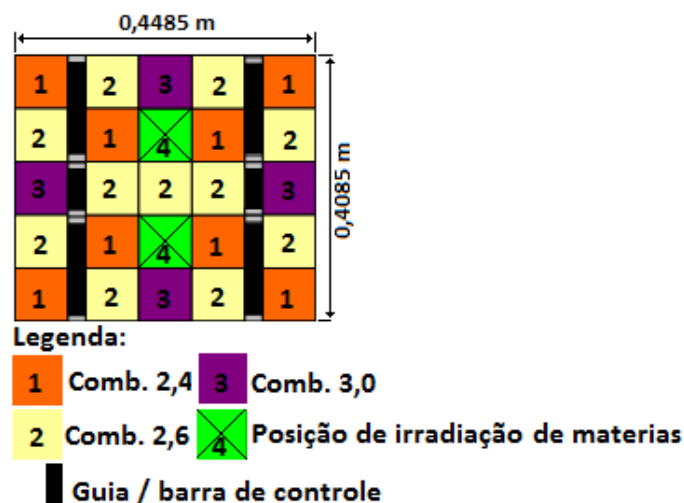


Figura 5.2 Visão superior do núcleo do RMB mostrando as composições.

A Tabela 5.3 mostra a associação dos volumes hidrodinâmicos com seus respectivos nós cinéticos com o número de composição. Os nós cinéticos são contados da esquerda para a direita começando do nível superior até o nível inferior. São 5 nós neutrônicos em cada direção e 8 níveis axiais, ou seja, 200 nós ao todo representando o núcleo.

Tabela 5.3 Associação dos volumes hidrodinâmicos com os nós cinéticos e sua composição.

<b>Componentes TH do núcleo</b>	<b>Volume</b>	<b>Associação com o nó cinético</b>	<b>Nº da composição</b>
311	01	1	1
	02	2	
	03	3	
	04	4	
	05	5	
	06	6	
	07	7	
	08	8	
312	01	9	2
	02	10	
	03	11	
	04	12	
	05	13	
	06	14	
	07	15	
	08	16	
313	01	17	3
	02	18	
	03	19	
	04	20	
	05	21	
	06	22	
	07	23	
	08	24	
(...)	(...)	(...)	(...)
318	01	57	4
	02	58	
	03	59	
	04	60	
	05	61	
	06	62	
	07	63	
	08	64	
(...)	(...)	(...)	(...)
335	08	200	1

### 5.1.1 Modelo GEN para o formato das constantes de grupo

O modelo GEN utiliza de dados das constantes de grupo de base para cada grupo de energia e os coeficientes de temperatura do moderador, concentração de veneno queimável, densidade do moderador ou fração de gás/vapor e a temperatura da

região da estrutura de calor (combustível). O usuário define alguns parâmetros na formulação das seções de choque, como a utilização da temperatura da estrutura de calor ou a raiz quadrada desta temperatura e a utilização das seções de choque macroscópicas de transporte ou o coeficiente de difusão. A utilização dos coeficientes é opcional, pois devem ser calculados e utilizados de acordo com o que é relevante para o projeto do reator. No Capítulo 4, foram gerados os coeficientes de temperatura do moderador e os coeficientes de temperatura do combustível.

As constantes de grupo utilizadas pela formulação GEN são:

- Coeficiente de difusão (D) ou seção de choque macroscópica de transporte ( $\Sigma_t$ );
- Seção de choque macroscópica de absorção ( $\Sigma_a$ );
- Seção de choque macroscópica de fissão ( $\Sigma_f$ );
- *Buckling*
- Seção de choque macroscópica de espalhamento do grupo j para o g ( $\Sigma_s$ );

A Tabela 5.4 apresenta o formato das constantes de grupo como é inserido no *input* do código NESTLE para a densidade de urânio de 2,4 g/cm<sup>3</sup>.

Tabela 5.4 Constantes de grupo para cada grupo de energia para as bases descontrolada e ativa controlada para a densidade de urânio de 2,4 g/cm<sup>3</sup>.

Grupo de energia	Constantes de grupos	Base descontrolada	Base ativa controlada
1	D	2,003405	2,040644
	$\Sigma_a$	$7,344744 \times 10^{-04}$	$4,760628 \times 10^{-04}$
	$\Sigma_f$	$4,050520 \times 10^{-04}$	$1,279929 \times 10^{-04}$
	$\Sigma_{S,1 \rightarrow 2}$	$1,979000 \times 10^{-2}$	$1,566900 \times 10^{-2}$
	$\Sigma_{S,1 \rightarrow 3}$	$2,945700 \times 10^{-2}$	$2,303000 \times 10^{-2}$
	$\Sigma_{S,1 \rightarrow 4}$	$3,180700 \times 10^{-6}$	$2,486900 \times 10^{-6}$
2	D	$9,330072 \times 10^{-01}$	$9,811347 \times 10^{-01}$
	$\Sigma_a$	$1,532037 \times 10^{-03}$	$1,033571 \times 10^{-03}$
	$\Sigma_f$	$5,399568 \times 10^{-04}$	$1,774807 \times 10^{-04}$
	$\Sigma_{S,2 \rightarrow 3}$	$6,957200 \times 10^{-1}$	$4,986400 \times 10^{-1}$
	$\Sigma_{S,2 \rightarrow 4}$	$7,537700 \times 10^{-5}$	$5,256400 \times 10^{-5}$
3	D	$8,136623 \times 10^{-01}$	$8,535278 \times 10^{-01}$
	$\Sigma_a$	$1,341070 \times 10^{-02}$	$6,809975 \times 10^{-03}$
	$\Sigma_f$	$4,493248 \times 10^{-03}$	$1,716500 \times 10^{-03}$
	$\Sigma_{S,3 \rightarrow 4}$	$8,770700 \times 10^{-2}$	$7,3614400 \times 10^{-2}$
4	D	$2,534791 \times 10^{-01}$	$2,902295 \times 10^{-01}$
	$\Sigma_a$	$8,953360 \times 10^{-02}$	$4,918608 \times 10^{-02}$
	$\Sigma_f$	$0,648300 \times 10^{-01}$	$0,200534 \times 10^{-01}$

Os coeficientes de temperatura do moderador e do combustível para a densidade de urânio de 2,4 g/cm<sup>3</sup> são apresentados respectivamente nas Tabelas 5.5 e 5.6.

Tabela 5.5 Coeficiente de realimentação devido a mudanças na temperatura do moderador para a densidade de urânio de  $2,4 \text{ g/cm}^3$ .

Grupo de energia	Constantes de grupos	Base descontrolada (1/K)	Base ativa controlada (1/K)	Temperatura do moderador de referência (K)
1	D	$2,6250 \times 10^{-07}$	$-7,6250 \times 10^{-07}$	316,0
	$\Sigma_a$	$4,1875 \times 10^{-10}$	$-1,2950 \times 10^{-09}$	316,0
	$\Sigma_f$	$3,8122 \times 10^{-10}$	$-1,3210 \times 10^{-09}$	316,0
2	D	0,00000	$-6,6249 \times 10^{-08}$	316,0
	$\Sigma_a$	$2,4999 \times 10^{-11}$	$7,4999 \times 10^{-10}$	316,0
	$\Sigma_f$	0,000000	$3,2780 \times 10^{-10}$	316,0
3	D	$-5,5674 \times 10^{-06}$	$-3,7849 \times 10^{-06}$	316,0
	$\Sigma_a$	$6,7500 \times 10^{-09}$	$5,8449 \times 10^{-08}$	316,0
	$\Sigma_f$	$2,3755 \times 10^{-08}$	$2,2334 \times 10^{-08}$	316,0
4	D	$1,2633 \times 10^{-04}$	$1,6804 \times 10^{-04}$	316,0
	$\Sigma_a$	$-6,4007 \times 10^{-05}$	$-4,3550 \times 10^{-05}$	316,0
	$\Sigma_f$	$-6,4007 \times 10^{-05}$	$-1,7529 \times 10^{-05}$	316,0

Tabela 5.6 Coeficiente de realimentação devido a mudanças na temperatura do combustível para a densidade de urânio de  $2,4 \text{ g/cm}^3$ .

Grupo de energia	Constantes de grupos	Base descontrolada (1/K)	Base ativa controlada (1/K)	Temperatura do combustível de referência (K)
1	D	0,00000	0,00000	363,0
	$\Sigma_a$	$-1,2794 \times 10^{-11}$	0,00000	363,0
	$\Sigma_f$	$-1,1349 \times 10^{-11}$	$-4,4397 \times 10^{-13}$	363,0
2	D	0,00000	0,00000	363,0
	$\Sigma_a$	$4,8939 \times 10^{-09}$	0,00000	363,0
	$\Sigma_f$	0,000000	0,00000	363,0
3	D	$-2,7547 \times 10^{-06}$	$-7,7028 \times 10^{-09}$	363,0
	$\Sigma_a$	$2,0834 \times 10^{-06}$	$2,2320 \times 10^{-09}$	363,0
	$\Sigma_f$	$2,9505 \times 10^{-08}$	$1,3944 \times 10^{-09}$	363,0
4	D	$1,0735 \times 10^{-08}$	$9,3559 \times 10^{-09}$	363,0
	$\Sigma_a$	$-6,4438 \times 10^{-08}$	$-1,9777 \times 10^{-08}$	363,0
	$\Sigma_f$	$-5,4009 \times 10^{-08}$	$-1,4868 \times 10^{-08}$	363,0

## 5.2 Modelo para o código PARCS

O código de análise neutrônica PARCS admite geometria do tipo retangular ou hexagonal. Para representar o núcleo do RMB foi utilizada a geometria retangular. O modelo desenvolvido para o PARCS é idêntico ao modelo do NESTLE, ou seja, o núcleo tem 5 *meshes* nas direções x e y e 8 *meshes* na direção axial, onde o primeiro e o

último são os refletores. Os tamanhos dos *meshes* são exatamente iguais ao descrito anteriormente para o NESTLE. Para geometria cartesiana, o PARCS não admite quatro grupos de energia de nêutrons, admite somente 2 grupos (rápido e térmico). Para isso, foram geradas seções de choque macroscópicas com o código WIMSD-5B para 2 grupos de energia para serem utilizadas como dados de entrada para o bloco XSEC do PARCS. Essas constantes de grupo foram geradas para cada composição do núcleo de acordo com a Figura 5.2.

As constantes de grupo utilizadas no cartão XSEC do item BASE\_MACRO (*Base Macroscopic Cross Section*) do PARCS são:

- Seção de choque macroscópica de transporte ( $\Sigma_t$ );
- Seção de choque macroscópica de absorção ( $\Sigma_a$ );
- Seção de choque macroscópica de fissão ( $\Sigma_f$ ) multiplicada pelo número de neutrons produzidos por evento de fissão ( $\nu$ ):  $\nu\Sigma_f$  (nu-fissão);
- Seção de choque macroscópica de espalhamento do grupo rápido (grupo 1) para o grupo térmico (grupo 2) (*down-scattering*) ( $\Sigma_{S,1\rightarrow 2}$ ).

A saída do código WIMSD-5B fornece o coeficiente de difusão ( $D$ ),  $\Sigma_a$ ,  $\Sigma_{S,1\rightarrow 2}$  e  $\nu\Sigma_f$ , porém não fornece a  $\Sigma_t$ . Entretanto, é possível calculá-la pela equação 5.1, a qual está relacionada com  $D$ .

$$D = \frac{1}{3\Sigma_t} \quad (5.1)$$

A Tabela 5.7 apresenta os dados de entrada de composição para a densidade de urânio de  $2,4 \text{ g/cm}^3$  para o bloco de dados XSEC do PARCS.

Tabela 5.7 Dados da composição para XSEC do PARCS para a densidade de urânio de  $2,4 \text{ g/cm}^3$ .

	Grupos	$\Sigma_t$	$\Sigma_a$	$\nu\Sigma_f$	$\Sigma_{S,1\rightarrow 2}$
<i>Base_macro</i>	1	0,1971	$4,1824 \times 10^{-03}$	$3,2174 \times 10^{-03}$	$0,1591 \times 10^{-01}$
	2	1,0640	$7,2699 \times 10^{-02}$	$1,2495 \times 10^{-01}$	0,0

### 5.2.1 Resultados de estado estacionário

Todos os parâmetros termo-hidráulicos (ex. vazões, temperatura do revestimento do combustível, temperatura dos fluidos, pressões, etc.) foram verificados e comparados com os resultados do RELAP5-3D<sup>®</sup> com cinética pontual e, como era de se esperar todos os parâmetros estão idênticos aos do RELAP5-3D<sup>®</sup> com cinética nodal.

A equipe de Física de Reatores do IPEN desenvolveu um modelo neutrônico para o RMB com o código CITATION. Esse modelo neutrônico leva em consideração não somente o núcleo, mas toda sua periferia (bloco de berílio, revestimento de zircaloy, tanque de água pesada, etc.). Foi comparado o perfil de potência axial e a potência relativa normalizada planar da saída do código CITATION com a saída do código RELAP5-3D<sup>®</sup> e do PARCS. A Figura 5.3 mostra a densidade de potência axial média normalizada para o modelo do RMB gerada pelo código CITATION. As linhas

pontilhadas verticais representam o comprimento dos *meshes* axiais, que têm o mesmo comprimento dos *meshes* axiais para o modelo NESTLE e para o PARCS mostrado na Figura 5.1. Os traços horizontais representam a média dos valores referentes aos respectivos *meshes*.

O CITATION é projetado para resolver problemas envolvendo a teoria de difusão de nêutrons em multigrupo sob a representação de diferenças finitas, tratando problemas em até três dimensões com espalhamento de grupo para grupo. Os códigos neutrônicos NESTLE e PARCS também resolvem a equação de difusão de nêutrons e fazem análise do núcleo de reatores em três dimensões, portanto alguns parâmetros neutrônicos podem ser comparados.

As seções de choque macroscópicas que servem como dados de entrada para o CITATION também são para quatro grupos de energia de nêutrons.

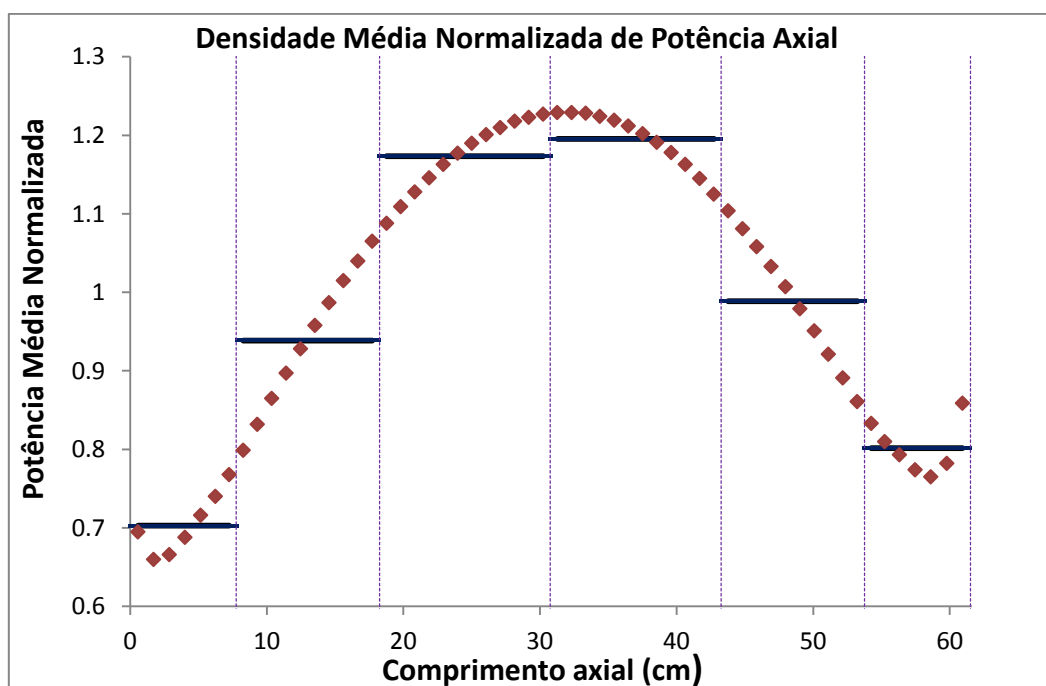


Figura 5.3 Densidade de potência média normalizada axial do CITATION.

A Figura 5.4 compara a potência média normalizada em relação ao comprimento axial do RELAP5-3D<sup>®</sup> e PARCS com o CITATION. Os valores do perfil de potência do CITATION foram retirados dos valores médios (traços horizontais) da Figura 5.3. A Figura 5.4 mostra que os perfis de potência do RELAP5-3D<sup>®</sup> e do PARCS estão próximos ao perfil do CITATION. Porém, na região de meia altura do elemento combustível, tanto o RELAP5-3D<sup>®</sup> quanto o PARCS apresentam valores ligeiramente superestimados de densidade de potência; por outro lado, nos extremos, são apresentados valores de densidade de potência subestimados em relação ao CITATION.

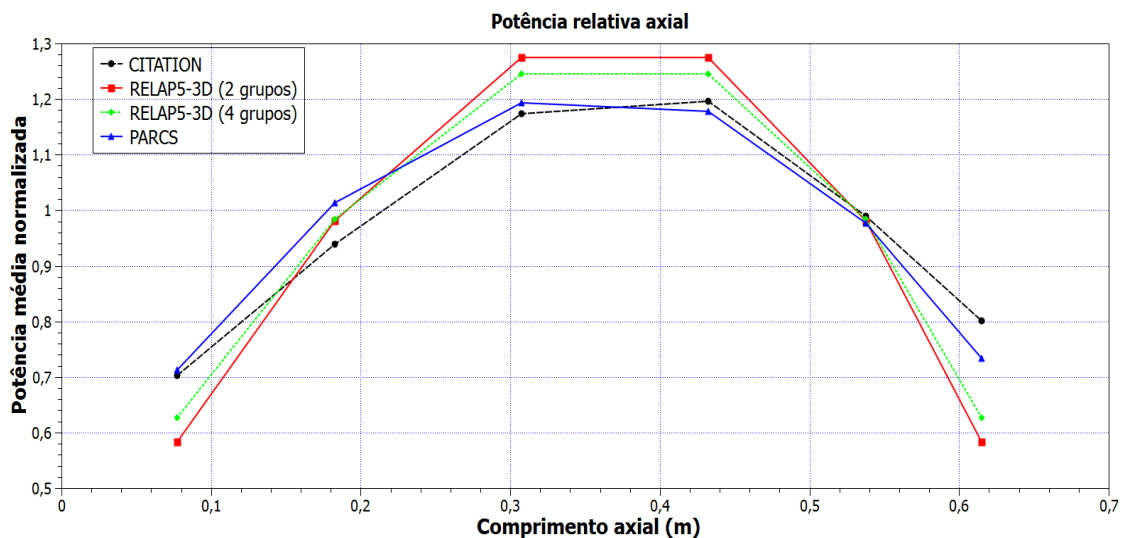


Figura 5.4 Comparação entre as potências médias normalizadas relativas axiais do CITATION, RELAP5-3D<sup>®</sup> e PARCS.

A Figura 5.5 mostra, respectivamente, as distribuições relativas de potência planares do núcleo do RMB para os códigos CITATION, RELAP5-3D<sup>®</sup> e PARCS. A distribuição de potência planar do CITATION mostra uma distribuição mais homogênea do núcleo com maior densidade na região central; por outro lado, a distribuição de potência planar do RELAP5-3D<sup>®</sup> e do PARCS é totalmente simétrica e apresenta valores muito próximos em relação aos dados do CITATION. O modelo do CITATION leva em consideração a periferia do núcleo como a barra de berílio e o tanque de água pesada. Esses materiais interferem na densidade de potência da periferia do modelo do núcleo do RMB.



0,803 (1)	0,934	0,981	0,952	0,890
0,839 (2)	1,032	1,219	1,032	0,839
0,831 (3)	1,034	1,234	1,034	0,831
1,046 (4)	1,109	1,157	1,109	1,046
0,937	0,931	0,000	0,939	1,010
1,047	0,828	0,000	0,828	1,047
1,045	0,822	0,000	0,822	1,045
1,124	1,026	0,000	1,026	1,124
1,062	1,106	1,052	1,114	1,140
1,253	1,027	1,005	1,027	1,253
1,261	1,029	1,011	1,029	1,261
1,174	1,096	1,100	1,096	1,174
0,988	0,978	0,000	0,987	1,070
1,047	0,828	0,000	0,828	1,047
1,045	0,822	0,000	0,822	1,045
1,124	1,026	0,000	1,026	1,124
0,909	1,040	1,101	1,063	1,012
0,839	0,828	1,219	1,032	0,839
0,831	1,034	1,234	1,034	0,831
1,046	1,109	1,157	1,109	1,046

Figura 5.5 Densidade relativa média de potência planar do núcleo do RMB (vista de cima) gerada pelos códigos (1) CITATION, (2) RELAP5-3D<sup>®</sup> (2 grupos), (3) RELAP5-3D<sup>®</sup> (4 grupos) e (4) PARCS, respectivamente.

## 6 CONCLUSÕES

Neste trabalho, foram apresentadas modelagens termo-hidráulicas, neutrônicas e NK/TH acoplada para o Reator Multipropósito Brasileiro, o RMB. Para tanto, foram utilizados os códigos TH RELAP5-MOD3.3, o código de análise TH e TH/NK acoplada RELAP5-3D<sup>®</sup>, o código de análise neutrônica PARCS 2.7 e o código para cálculo de célula WIMSD-5B.

O desenvolvimento de uma detalhada modelagem termo-hidráulica no código RELAP5-MOD3.3 foi o início de todo o processo. Inicialmente, foi modelado o reator de pesquisa francês Osiris, pois este seria um reator similar ao projeto do RMB. A modelagem deste reator foi fundamental para adquirir experiência e habilidade para posteriormente modelar o RMB. Quando foi finalmente definido que o RMB seria mais próximo do reator australiano OPAL, foi possível iniciar a coleta de dados e assim modificar e adequar o modelo TH. A princípio, o modelo utilizado era de um canal TH para o núcleo. Posteriormente, em uma análise de sensibilidade, o modelo foi modificado para 25 canais THs. A discretização do número de canais também foi realizada para possibilitar a construção 3D detalhada do núcleo para o acoplamento NK/TH. Ambos os modelos apresentaram resultados satisfatórios para estados estacionários, tendo o reator operado conforme o esperado.

A modelagem com 25 canais THs foi adaptada para o código RELAP5-3D<sup>®</sup>, a princípio utilizando cinética pontual. Os resultados de estado estacionário mostraram-se praticamente idênticos em relação ao RELAP5-MOD3.3, como era esperado.

Foram realizados alguns transitórios para análise de segurança do RMB, entre eles os acidentes de perda de vazão, acidente de perda de refrigerante e perda de suprimento de potência elétrica. Foram desenvolvidos métodos para realizar essas simulações de maneira semelhante à que poderia ocorrer realmente no reator e assim prever situações onde os limites de segurança poderiam ser superados e sugerir modificações no projeto para assegurar o seu desligamento de forma segura. Em todos os casos, o reator apresentou comportamento seguro após os eventos transitórios.

Após a verificação dos modelos TH, foram realizadas as modelagens NK. Foi necessário gerar as constantes de grupo para o cálculo neutrônico com o código NESTLE e o código PARCS. Para o cálculo de célula, foi utilizado o código WIMSD-5B. Foram geradas constantes de grupo para dois grupos e quatro grupos de energia. Os resultados em geral foram semelhantes. Com isso, foram geradas as composições que servem como dados de entrada para o código NESTLE. Além disso, foram gerados os coeficientes de realimentação devido a mudanças na temperatura do moderador e do combustível para as células combustíveis com barra e sem barra de controle.

Para o código PARCS, foram geradas constantes de grupo para dois grupos de energia para a mesma célula combustível com o código WIMSD-5B. Foi possível comparar a distribuição de potência média normalizada axial com os resultados do NESTLE (dois e quatro grupos de energia) e com PARCS (dois grupos de energia). Os resultados foram semelhantes, evidenciando o perfil cossenoidal da distribuição média de potência. Também foi possível comparar a distribuição de potência média normalizada planar, onde os resultados encontrados para os códigos NESTLE e PARCS

mostraram-se relativamente próximos aos do código CITATION. Uma possível justificativa para a discrepância de resultados seria o fato de que o modelo do CITATION leva em consideração não somente o núcleo, mas toda a periferia do RMB, como a placa de berílio e o tanque de água pesada, além de estruturas de zircaloy e alumínio, o que não foi considerado para os modelos PARCS e NESTLE. Este fato altera a densidade de nêutrons na região da periferia do núcleo, onde foi verificada a maior discrepância entre os resultados.

Dessa forma, o principal resultado alcançado neste trabalho de tese foi a consolidação de um modelo TH detalhado do reator RMB o qual poderá servir para análises futuras de segurança do reator no processo de licenciamento do mesmo. Uma metodologia de acoplamento NK/TH também foi aplicada. Entretanto, os modelos neutrônicos precisam de melhoramentos. Os resultados apresentados neste trabalho motivam a continuidade dos esforços na modelagem NK/TH acoplada. Os diversos resultados obtidos foram publicados em congressos da área de reatores. A grande experiência adquirida com este trabalho tem importância significativa para os estudos de análise de segurança de reatores e servirá como base para trabalhos futuros.

## REFERÊNCIAS

- Abe, A. Y. **Análise de transmutação considerando o tratamento explícito dos produtos de fissão num sistema acoplado, composto pelos códigos HAMMER-TECHNION e CINDER-2**. Dissertação (Mestrado em Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear). Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares-IPEN, São Paulo, 1990.
- Adorni, M. et al. **Analysis of partial and total flow blockage of a single fuel assembly of an MTR research reactor core**, Annals of Nuclear Energy, v. 32, p. 1679 – 1692, 2005.
- ANSTO. **Preliminary Safety Analysis Report (PSAR)**, Replacement Research Reactor Facility, Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO), 2001.
- ANSTO. **Safety Analysis Report (SAR)**, Replacement Research Reactor Project. Prepared by INVAP for Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO), 2004.
- ANSTO. **Probabilistic Safety Assessment (PSA) Summary for Public Release**, Replacement Research Reactor Project, Prepared by Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO), 2005.
- Antariksawan, A. R. et al. **Validation of RELAP/SCAPSIM/MOD3.4 for research reactor applications**. In: 13th International Conference on Nuclear Engineering, Beijing, China, p. 1-8, 2005.
- Barten, W. et al. **RETRAN-3D analysis of the base case and the four extreme cases of the OECD/NRC Peach Bottom 2 turbine trip benchmark**, Annals of Nuclear Energy, v. 33, 2006.
- Barhen, J.; Rhotenstein, W. and Taviv, E. **The HAMMER code system technion, Israel Institute of Technology**, Haifa, Israel, NP-565, 1978.
- CEA. **OSIRIS nuclear reactors and services department**, Nuclear Energy Directorate, Division for Nuclear Activities, Saclay, 2005. Disponível em: <[http://www.cad.cea.fr/rjh/Add-On/osiris\\_gb.pdf](http://www.cad.cea.fr/rjh/Add-On/osiris_gb.pdf)> Acesso em: 04 de Abril 2014.
- Commissariat a l'Énergie Atomique, **Réacteur Osiris Rapport Descriptif**, Centre d'Études Nucléaires de Saclay, Rapport CEA-R-3984, França, 1970.
- CNEN. **Reator Multipropósito Brasileiro- Escopo preliminar do projeto-relatório técnico**, Documento Restrito, CNEN, Brasil, 2008.
- CNEN. **Geração de Seções de Choque para o Primeiro Núcleo do Reator Multipropósito Brasileiro**. RMB-10100-RD-003.00; Documento Restrito, Brasil, 2010.

CNEN. **Projeto preliminar do refletor do RMB**, RMB-10100-RD-010, Documento Restrito, Brasil, 2011a.

CNEN. **Identificação, seleção e análise de eventos iniciadores para a base de projeto do RMB**, RMB-10700-RA-005, Documento Restrito, Brasil, 2011b.

CNEN. **Divisão de fabricação e projeto**. Documento Restrito, CNEN, Brasil, 2012.

Costa, A. L. et al. **Analyses of instability events in the Peach Bottom-2 BWR using thermal-hydraulic and 3D neutron kinetic coupled codes technique**. Science and Technology of Nuclear Installations. doi:10.1155/2008/423175, 2007.

Costa, A. L. et al. **Thermal hydraulic analysis of the IPR-R1 TRIGA research reactor using a RELAP5 model**. Annals of Nuclear Energy, v. 240, p.1487-1494, 2010.

D' Auria, F., Frogheri, M., Giannotti, W. **RELAP5/MOD3.2 Post Test Analysis and Accuracy Quantification of Lobi Test BL-44**, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1999.

Davis, C. B. **Applicability of RELAP5/MOD3.2 to research reactors**. In: IAEA Regional Training Workshop on Safety Analysis Methodology and Computer Code Utilization, KINS, Daejeon, South Korea, 2002.

Di Maro, B. et al. **Analysis of a pump trip in a typical research reactor by RELAP5/MOD 3.3**. In: Proceedings of ICAPP 03, Cordoba, Spain, 2003.

Downar, T., Seker, V., Xu, Y. **PARCS v2.7 U.S. NRC Core Neutronics Simulator USER MANUAL**, School of Nuclear Engineering Purdue University, 2006.

Duderstadt, J. J., Hamilton, L. J. **Nuclear reactor analysis**, department of nuclear engineering, The University of Michigan, ed. John Wiley & Sons, 1976.

Feltus, M. A. and Miller, W. S. **Three-dimensional coupled kinetics/thermal-hydraulic benchmark TRIGA experiments**, Annals of Nuclear Energy, v. 27, p. 771-789, 2000.

Fowler, T. B., Vondy, D. R., Cunningham, G. W. **Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION**. ORNL-2496, Version 2, 1971.

Hamidouche, T. et al. **Dynamic calculations of the IAEA safety MTR research reactor benchmark problem using RELAP5/3.2 code**, Annals of Nuclear Energy, v. 31, p. 1385-1402, 2004.

Hamidouche, T. et al. **Application of coupled code technique to a safety analysis of a standard MTR research reactor**, Nuclear Engineering and Design, v. 239, p. 2104-2118, 2009.

IAEA, **Safety of Research Reactors**. Safety Standards Series. NS-R-4, Vienna, 2005.

IAEA, **Operational limits and conditions and operating procedures for research reactors**, IAEA Safety Standards Series, DS261, Vienna, 2006.

IAEA, **Safety Reports Series N° 55 – Safety analysis of research reactors**. STI/PUB/1321, ISBN: 978-92-0-101008-7, Vienna, 2008.

Ivanov, K. and Avramova, M. **Challenges in coupled thermal–hydraulics and neutronics simulations for LWR safety analysis**, Annals of Nuclear Energy, v. 34, p. 501-513, 2007.

Joo, H. G. et al. **PARCS: a Multi-dimensional two-group reactor kinetics code based on the non-linear analytic nodal method**, PU/NE-98-26, Purdue University, 1998.

Khedr, A. et al. **The effect of code user and boundary conditions on RELAP calculations of MTR research reactor transient scenarios**, Nuclear Technology & Radiation Protection, v. 1, p. 16–22, 2005.

Končar, B. and Mavko, B., **Modelling of low-pressure subcooled flow boiling using the RELAP5 Code**. Nuclear Engineering and Design, v. 220, p. 255-273, 2003.

Kozłowski, T. et al. **Consistent comparison of the codes RELAP5/PARCS and TRAC-M/PARCS for the OECD MSLB coupled code benchmark**, Nuclear Technology, v. 146, p. 15-28, 2004.

MRS Estudos Ambientais Ltda. **Estudo de impacto ambiental do Reator Multipropósito Brasileiro**, v. 1, Documento técnico, 2013.

Navarro, M. A. et al. **Numerical Investigation in the Brazilian Multipurpose Reactor Pool**. International Nuclear Atlantic Conference, INAC 2011, Belo Horizonte, Brazil, October 24-28, 2011.

NEA, **Neutronics/thermal-hydraulics coupling in LWR technology**, v.2, CRISSE-S - WP2: State-of-the-art Report, Nuclear Energy Agency, France, 2004.

Oak Ridge National Laboratory. **WIMSD-5B.12 – Deterministic code system for reactor-lattice calculations**, RSICC Computer Code Collection, 2007.

Pautz, A. and Birkhofer, A. **Coupling of time-dependent neutron transport theory with thermal hydraulics code ATHLET and application to the research reactor FRM-II**, Nuclear Science and Engineering, v. 145, n° 3, p. 320-341, 2003.

Reis, P. A. L. et al. **Assessment of a RELAP5 model for the IPR-R1 TRIGA research reactor**. Annals of Nuclear Energy, v. 37, p.1341-1350, 2010.

Reis, P. A. L. **Estudos neutrônicos e termo-hidráulicos para o desenvolvimento de uma metodologia de acoplamento entre códigos aplicada ao reator de pesquisa TRIGA IPR-R1**, Tese (Doutorado), Programa de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2013.

Santos, A. A. C.; Miranda, I. G. J.; Navarro, M. A. **Modelagem Numérica do Escoamento no Reator do Tipo Piscina Osiris**, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear-CDTN, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Relatório interno, 2010.

Santos, R. H. **Standardized methodology for the linkage of computer codes – application to RELAP5 / Mod3.2**, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid, ODE-04.21, 2004.

Schweizer, F. L. A. **Projeto de Pesquisa: Investigações Numéricas do Escoamento na Chaminé do Reator Multipropósito Brasileiro**, FAPEMIG, 2010.

Soares, H. V. et al. **Thermal hydraulic analysis of the multipurpose research reactor Osiris using a RELAP5 model**. 13<sup>th</sup> Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering, ENCIT, Uberlândia, 2010.

Soares, H. V. et al. **Valuation of BWR stability operating in natural circulation conditions**. Progress in Nuclear Energy, v. 53, p. 1095-1104, 2011a.

Soares, H. V. et al. **Analysis of loss of flow events on Brazilian Multipurpose Reactor by RELPA5 code**, International Nuclear Atlantic Conference-INAC, Belo Horizonte, 2011.

Soares, H. V. et al. **Analysis of postulated loss of coolant accidents on Brazilian Multipurpose Reactor using RELAP5**, 14<sup>th</sup> Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering, ENCIT, Rio de Janeiro, 2012.

Soares, H. V. et al. **RELAP5-3D modeling of the Brazilian Multipurpose Reactor**, 22nd International Congress of Mechanical Engineering-COBEM, Ribeirão Preto, 2013.

Soares, H. V. et al. **Analysis of loss of flow events on Brazilian Multipurpose Reactor using the RELAP5 code**, Internation Journal of Nuclear Energy, aceito para publicação, 2014.

Saliba, A. M. et al. **Research reactor fuel fabrication to produce radioisotopes Radioisotopes – Applications in Physical Sciences**, cap.2, p.21-54, 2011.

Solis, J. et al. **Boiling water reactor Turbine Trip (TT) benchmark**, volume 1: Final specifications, NEA/NSC/DOC, 2001.

Souza, J. A. B. **Procedimentos de fabricação de elementos combustíveis a base de dispersões com alta concentração de urânio**; Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear – Materiais) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares-IPEN, São Paulo, 2011.

Stosic, Z. **Enhancing the scope of applications of standard thermal hydraulic codes by linking with others**, Proceedings of the ASME International Conference on Nuclear Engineering, v. 1, part. B, New Orleans, 1996.

The RELAP5-3D<sup>®</sup> Code Development Team, **RELAP5-3D<sup>®</sup> Code Manual**, INL, 2009.

US NRC, United States Nuclear Regulatory Commission, **RELAP5/MOD3.3 Code Manuals**, Idaho National Engineering Laboratory, NUREG/CR-5535, 2001.

Weaver, W. L. **The application programming interface for the PVMEXEC program and associated code coupling system**, Idaho National Laboratory, INL/EXT-05-00107, 2005a.

Weaver, W. L. **Programmers manual for the PVM coupling interface in the RELAP5-3D code**, Idaho National Laboratory, INL/EXT-05-00203, 2005b.



## APÊNDICE A – CONTROLE DE REATIVIDADE NO RELAP5-MOD3.3

Para o controle da reatividade e conseqüentemente da potência do reator foram usados vários *trips*, que definem o sinal de mudança da posição das barras de controle.

Existem *trips* que controlam a reatividade. São os *trips* 554 e 556. O 554 é verdadeiro quando a reatividade é menor que 0,0005 \$, e o 556 é verdadeiro quando a reatividade é maior que -0,0005 \$. Como se pode verificar na Figura A.1.

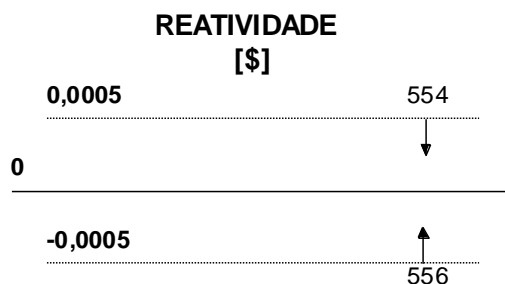


Figura A.1 *Trips* utilizados para controle de reatividade.

O *trip* 550 simula a ejeção de uma barra de controle, aumentando a reatividade do reator em 1,5 \$ em 0,5 segundo.

Existem ainda outros *trips* que atuam no funcionamento do reator. O *trip* 501 define se o reator está ou não em inicialização. Os *trips* 505 e 506 são utilizados para simular casos de circulação natural desligando as bombas e isolando-as respectivamente. O *trip* 509 atua nas junções dependentes do tempo (*tmdpjun*'s) dos trocadores de calor no lado secundário (705 e 805); o mesmo as aciona quando o reator entra em operação de circulação natural.

Os *trips* 558 e 559 têm como referência a variável de controle 932. O 558 é verdadeiro quando essa variável é maior que  $10^{-6}$  e o 559 é verdadeiro quando essa variável é menor que  $-10^{-6}$ . Ou seja, eles qualificam o erro de reatividade das barras de controle que devem contrabalancear a reatividade do moderador e do combustível. Na inicialização, esses *trips* definirão a posição inicial das barras para se adequarem à reatividade inicial do reator para determinada potência.

A lógica adotada na nodalização tem as seguintes características: a potência do reator não deve estar afastada por mais de 0,1 MW da potência previamente definida (*setpoint*); o sinal para mudança da posição das barras de controle só será ativado caso a potência do reator esteja muito afastada da potência definida ou caso ela esteja próxima da potência definida, porém com tendência a se afastar; e por último esse sinal só deixará de existir quando a potência do reator chegar ao *setpoint*.

Para adotá-la na nodalização foram criados vários *trips* lógicos que serão descritos a seguir.

O *trip* 601 é utilizado somente para definir que o reator não se encontra em inicialização, ou seja, ele é o oposto do *trip* 501.

O primeiro passo para o controle das barras é definir se o reator está ou não em operação normal. Para isso foram criados os *trips* 651 e 652, o *trip* 651 é verdadeiro quando os *trips* 550 e 552 são falsos, ou seja, ele é verdadeiro quando não está ocorrendo acidentes e o reator está em operação normal. Sua representação em portas lógicas está demonstrada na Figura A.2.

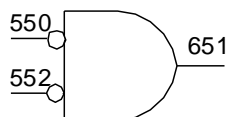


Figura A.2 Porta AND para representação do trip 651.

O *trip* 652 é verdadeiro quando o *trip* 651 é verdadeiro e o *trip* 501 é falso, ou seja, além de não ter acidentes o reator não deve estar em inicialização.

Para verificar o valor da reatividade foi criado o *trip* 656. Ele é verdadeiro quando os *trips* 554 e 556 também são verdadeiros, ou seja, quando a reatividade está dentro de uma faixa entre -0,0005 \$ e 0,0005 \$. Como demonstra a representação por portas lógicas da Figura A.3.

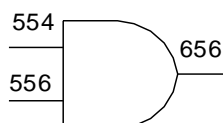


Figura A.3 Porta AND para representação do trip 656.

Os *trips* 658 e 659 definem o sinal de correção da posição das barras de controle quando o reator está em inicialização. O *trip* 658 será verdadeiro quando os *trip* 501 e 558 forem verdadeiros. Já o *trip* 659 será verdadeiro quando os *trip* 501 e 559 forem verdadeiros.

Para o sinal de retirada de barras de controle utilizam-se os seguintes *trips* lógicos 662, 664, 666, 667, 668. O *trip* 662 é verdadeiro somente quando o 656 é falso e o 562 é verdadeiro, ou seja, a reatividade está fora da faixa entre -0,005 e 0,005\$ e a potência do reator está 0,05 MW menor do que deveria. O 664 é verdadeiro quando o 662 o é ou quando a diferença entre potências é menor que -0,1 MW (*trip* 560).

Os *trips* 666 e 667 são interativos, ou seja, um atua sobre o outro. O *trip* 666 é verdadeiro quando a diferença entre potências é negativa (*trip* 564), ou seja, quando a potência do reator é menor que a requerida, e quando o 667 é verdadeiro. Já o 667 é verdadeiro quando o *trip* 664 é verdadeiro ou quando o 666 é verdadeiro; esse é o *trip* que define o sinal de retirada das barras de controle.

Por último foi criado o *trip* 668 que é verdadeiro quando o 667 e o 651 o são, ou seja, ele só atua com o reator está operando e quando há um sinal de mudança da posição das barras. E, finalmente, o sinal de retirada de barras de barras de controle é dado pelo *trip* 669 que é verdadeiro quando o 668 ou 659 são verdadeiros. Portanto, ele atua quando recebe um sinal de mudança em operação normal ou quando recebe um sinal de correção em inicialização.

Quando o *trip* 669 é verdadeiro, a variável de controle 766 se torna diferente de zero e então a barra muda sua posição, variando, assim, a reatividade do reator e, conseqüentemente, a potência do mesmo.

A mesma lógica é seguida com os *trips* lógicos 672, 674, 676, 677, 678 e 679 para o sinal de inserção de barras de controle.

A Figura A.4 contém uma representação com portas lógicas criadas para os *trips* que definem o sinal de inserção das barras de controle e a Figura A.5 mostra a retirada.

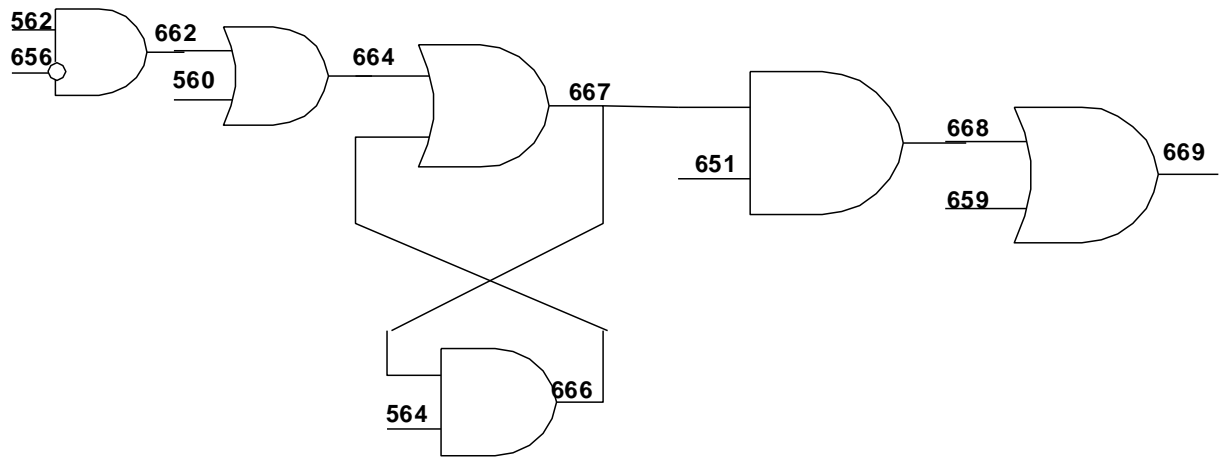


Figura A.4 Representação por portas lógicas dos *trips* que definem o sinal de retirada das barras de controle.

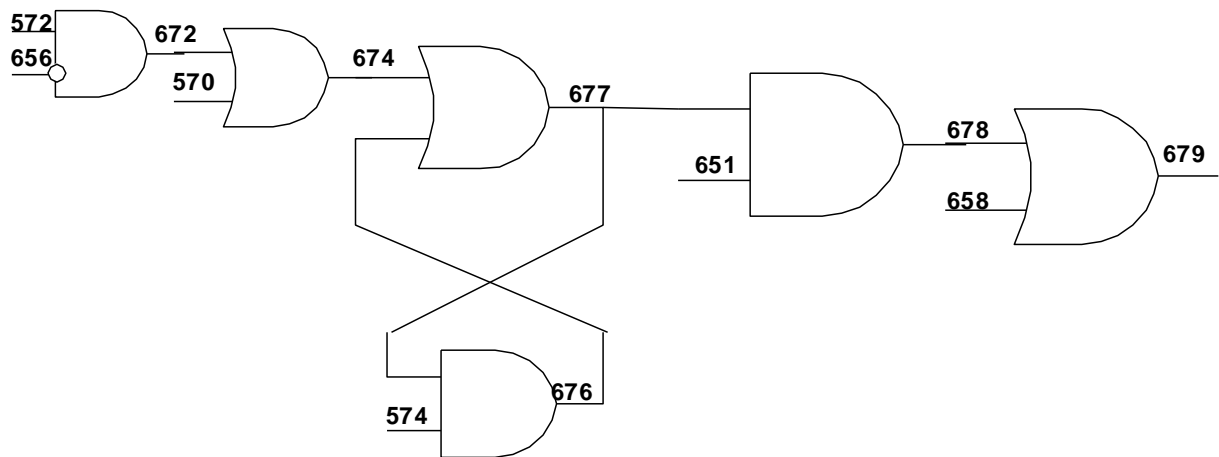


Figura A.5 Representação por portas lógicas dos *trips* que definem o sinal de inserção das barras de controle.

Os *trips* 680, 682 e 684 também transmitem sinal para o desligamento do reator seguindo a lógica representada na Figura A.6.

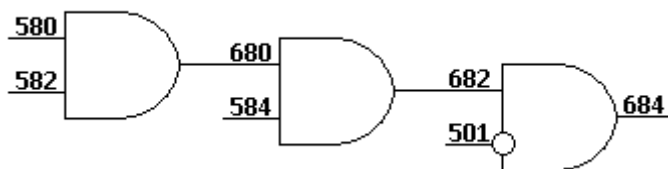


Figura A.6 Representação por portas lógicas dos *trips* que definem o sinal de desligamento do reator.

As Tabelas A.1 e A.2 resumem respectivamente os *trips* de variáveis, e os *trips* lógicos utilizados na nodalização do RMB para o controle de reatividade e potência.

Tabela A.1 Resumo dos *Trips* de variáveis presentes e suas funções.

<b>Trip</b>	<b>Variável</b>	<b>Função</b>
501	Tempo	Reatividade de Iniciação.
502	Tempo	Fecha a válvula 455.
503	Tempo	Controla a bomba 410 ( <i>Trip</i> desligado, bomba ligada).
504	Tempo	Fecha a válvula 409
505	Tempo	Controla a bomba 412 ( <i>Trip</i> desligado, bomba ligada).
506	Tempo	Fecha a válvula 407
507	Tempo	Controla a bomba 230 ( <i>Trip</i> desligado, bomba ligada).
508	Tempo	Fecha a válvula 233
509	Tempo	Para o fluxo de água pelas <i>tmdpjun's</i> 705 e 805
513	Temperatura	Abre a válvula 209 quando a temperatura da piscina do reator chega a 383°C (Resfriamento de longo prazo da Piscina).
535	Vapor	Abre as válvulas 353 e 363 quando há apenas 70% de água líquida no volume 100 14 da piscina do reator.
536	Vapor	Abre a válvula 367 quando há apenas 70% de água líquida no volume 100 11 da piscina do reator.
545	Tempo	Controla a válvula 525.
546	Tempo	Para o fluxo de água pelas <i>tmdpjun's</i> 505 e 905.
550	Tempo	Acidente de ejeção da barra de controle.
554	Reatividade	Verdadeiro se reatividade menor ou igual a 0,0005 \$. Utilizado nos <i>trips</i> lógicos para mudança de posição das barras de controle.
556	Reatividade	Verdadeiro se reatividade menor ou igual a 0,0005 \$. Utilizado nos <i>trips</i> lógicos para mudança de posição das barras de controle.
558	Cntrlvar 932	Define a correta posição das barras de controle para uma determinada potência (erro de reatividade das barras de controle durante inicialização é maior que $10^{-6}$ ).
559	Cntrlvar 932	Define a correta posição das barras de controle para uma determinada potência (erro de reatividade das barras de controle durante inicialização é menor que $-10^{-6}$ ).
580	Tempo	Controla o desligamento do Reator (Insere reatividade de -10 \$).
582	Vazão Mássica	Desliga o reator quando a vazão pelo núcleo reduz a valores menores que 50% da vazão máxima.
584	Cntrlvar 046	Desliga o reator quando o nível de água na piscina do reator fica abaixo de 10,8 m.
599	Tempo	Finaliza os cálculos.

Tabela A.2 Resumo dos *Trips* lógicos presentes e suas funções.

<b>Trip</b>	<b>Condição para ser verdadeiro</b>	<b>Função</b>
600	<i>Trip</i> 599 verdadeiro	Finaliza os cálculos.
601	<i>Trip</i> 501 falso	Determina quando o reator está em iniciação.
604	<i>Trip</i> 504 ou 506 falsos	Utilizado para simular LOCA.
613	<i>Trip</i> 513 falso	Fecha a válvula 211 do sistema de refrigeração da piscina de longo prazo.
651	<i>Trip</i> 550 e 684 falsos	Operação normal, sem desligamento ou ejeção das barras de controle.
652	<i>Trip</i> 651 verdadeiro e <i>trip</i> 501 falso	Operação normal, sem desligamento ou ejeção das barras de controle, sem iniciação.
656	<i>Trip</i> 554 e 556 verdadeiros	Determina se a reatividade está ou não em uma faixa de pequenos valores absolutos.
658	<i>Trip</i> 501 e 558 verdadeiros	Determina o sinal de correção da posição das barras de controle quando o reator está em iniciação.
659	<i>Trip</i> 501 e 559 verdadeiros	Determina o sinal de correção da posição das barras de controle quando o reator está em iniciação.
662	<i>Trip</i> 562 verdadeiro e <i>trip</i> 656 falso	Determina se a potência do reator, quando próxima do <i>setpoint</i> , deve ou não ser corrigida.
664	<i>Trip</i> 662 ou 560 verdadeiros	Determina se a potência deve ou não ser corrigida.
666	<i>Trip</i> 564 e 667 verdadeiros	Não permite que o sinal de mudança de posição das barras de controle deixe de existir até que a potência chegue ao <i>setpoint</i> .
667	<i>Trip</i> 664 ou 666 verdadeiros	É o sinal de mudança de posição das barras de controle.
668	<i>Trip</i> 667 e 652 verdadeiros	Determina se o sinal deve ser considerado, analisando se o funcionamento do reator está em operação normal.
669	<i>Trip</i> 668 ou 659 verdadeiros	Sinal de retirada das barras de controle.
672	<i>Trip</i> 572 verdadeiro e <i>trip</i> 656 falso	Determina se a potência do reator, quando próxima do <i>setpoint</i> , deve ou não ser corrigida.
674	<i>Trip</i> 672 ou 570 verdadeiros	Determina se a potência deve ou não ser corrigida.
676	<i>Trip</i> 574 ou 677 verdadeiros	Não permite que o sinal de mudança de posição das barras de controle deixe de existir até que a potência chegue ao <i>setpoint</i> .
677	<i>Trip</i> 674 ou 676 verdadeiros	É o sinal de mudança de posição das barras de controle.
678	<i>Trip</i> 677 e 652 verdadeiros	Determina se o sinal deve ser considerado, analisando se o funcionamento do reator está em operação normal.
679	<i>Trip</i> 678 ou 658 verdadeiros	Sinal de inserção das barras de controle.

<b>680</b>	<i>Trip</i> 580 ou 582 verdadeiros	Sinal para desligamento do reator.
<b>682</b>	<i>Trip</i> 680 ou 584 verdadeiros	Sinal para desligamento do reator.
<b>684</b>	<i>Trip</i> 682 verdadeiro e <i>trip</i> 501 falso	Sinal para desligamento do reator.

## APÊNDICE B – PERDAS DE CARGA NA NODALIZAÇÃO DO RMB PARA O CÓDIGO RELAP5-MOD3.3

A Tabela B.1 apresenta as perdas de carga (números de Reynolds) dos componentes utilizados na nodalização do RMB para o código RELAP-MOD3.3.

Tabela B.1 Perda de carga nos componentes da nodalização do RMB

Componentes	Perda de carga (Nº de Reynolds)
201, 202, 205, 206, 209,	2,5
203, 207, 208, 211, 221, 222, 223, 224, 225, 226, 227, 228, 407, 409	2,0
204	3,0
232, 233, 234, 235, 237, 300, 306-340, 342, 344, 440	0,6
238, 239	6,0
346, 430	1,0
360	0,35
400, 402, 404, 406, 414, 416, 420, 424, 460	0,1
434	0,2