



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

MODELAGEM E ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO REATOR
NUCLEAR ANGRA 2 UTILIZANDO O CÓDIGO RELAP5-3D

JAVIER GONZÁLEZ MANTECÓN

BELO HORIZONTE
OUTUBRO, 2015



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

MODELAGEM E ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO REATOR
NUCLEAR ANGRA 2 UTILIZANDO O CÓDIGO RELAP5-3D

JAVIER GONZÁLEZ MANTECÓN

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação
em Ciências e Técnicas Nucleares da Escola de
Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais
como requisito parcial à obtenção do título de Mestre em
Ciências e Técnicas Nucleares

Área de Concentração: Engenharia Nuclear e da Energia
Orientadora: Dra. Antonella Lombardi Costa
Co-orientadora: Dra. Maria Auxiliadora Fortini Veloso

BELO HORIZONTE
OUTUBRO, 2015

G643m

González Mantecón, Javier.

Modelagem e análise termo-hidráulica do reator nuclear Angra 2 utilizando o código RELAP5-3D [manuscrito] / Javier González Mantecón. - 2015.

71 f., enc.: il.

Orientadora: Antonella Lombardi Costa.

Coorientadora: Maria Auxiliadora Fortini Veloso.

Dissertação (mestrado) - Universidade Federal de Minas Gerais, Escola de Engenharia.

Anexos: f.70-71.

Bibliografia: f. 66-69.

1. Engenharia nuclear - Teses. 2. Reatores nucleares - Teses.
3. Usinas nucleares - Teses. 4. Reatores de água pressurizada - Teses.
I. Costa, Antonella Lombardi. II. Veloso, Maria Auxiliadora Fortini. III.
Universidade Federal de Minas Gerais. Escola de Engenharia. IV. Título.

CDU: 621.039(043)



FOLHA DE APROVAÇÃO

MODELAGEM E ANÁLISE TERMO-HIDRÁULICA DO REATOR NUCLEAR ANGRA 2 UTILIZANDO O CÓDIGO RELAP5-3D

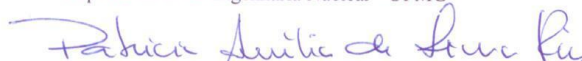
JAVIER GONZÁLEZ MANTECÓN


Dissertação submetida à Banca Examinadora designada pelo Colegiado do Programa de Pós-Graduação em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, como requisito parcial para obtenção do grau de Mestre em CIÊNCIAS E TÉCNICAS NUCLEARES, área de concentração ENGENHARIA NUCLEAR E DA ENERGIA.

Aprovada em 15 de outubro de 2015, pela banca constituída pelos membros:


Prof. Antonella Lombardi Costa - Orientadora
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Prof. Maria Auxiliadora Fortini Veloso - Co-orientadora
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Dra. Patrícia Amélia de Lima Reis
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG


Dr. Adolfo Romero Hamers
Departamento de Engenharia Nuclear - UFMG

Belo Horizonte, 15 de outubro de 2015.

AGRADECIMENTOS

Gostaria de agradecer primeiramente a Deus pelo lindo presente que é a vida.

A meus pais pela confiança e pelo amor infinito.

A minha família pelo apoio, carinho e preocupação por meu desenvolvimento profissional.

A minha namorada e sua família pelo respeito e carinho.

A minha orientadora Antonella pelo apoio e preocupação constante no desenvolvimento desta pesquisa.

A minha co-orientadora Dôra pela preocupação e ajuda.

A meus colegas e amigos Jorge e Carlos pela ajuda.

A Maritza por fazer o convite para esta aventura.

Aos colegas e professores do DEN pelo apoio.

À galera cubana em BH pelos momentos agradáveis.

A Lianny y Ariel por compartilhar seu lar comigo.

A Adolfo pela ajuda.

Ao Brasil pela oportunidade e ao CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo suporte financeiro.

A todos MUITO OBRIGADO!

RESUMO

A avaliação do desempenho das usinas nucleares durante condições normais de operação ou condições severas de acidentes tem sido um dos principais temas de pesquisa no campo nuclear. Com o objetivo de simular o comportamento dos reatores refrigerados a água vários códigos de análise termo-hidráulica têm sido desenvolvidos ao longo dos anos. Particularmente, o código RELAP5, desenvolvido pelo *National Idaho Laboratory*, é uma ferramenta *best-estimate* de análise térmica-hidráulica e um dos códigos mais utilizados na pesquisa e avaliação de reatores nucleares. RELAP5-3D versão 3.0.0 foi utilizado para desenvolver um modelo termo-hidráulico detalhado do reator nuclear Angra 2 usando dados de referência a partir do Relatório Final de Análise de Segurança (*Final Safety Analysis Report - FSAR*). Angra 2 é a segunda usina nuclear brasileira que iniciou a sua operação comercial em 2001 e está equipada com um reator nuclear do tipo de água pressurizada (PWR) com potência térmica de 3771,0 MW.

Simulações do comportamento do reator durante condições de operação normal e acidentes postulados foram feitas. Os resultados obtidos na simulação do reator em estado estacionário foram comparados com parâmetros nominais da usina e demonstraram boa concordância, com erros relativos menores que 1%. Nas simulações de transitórios, os resultados obtidos mostraram-se coerentes e satisfatórios. Este trabalho demonstrou que o modelo é capaz de reproduzir o comportamento termo-hidráulico de Angra 2 para diversas condições de operação e pode contribuir para o processo de análise de segurança da central.

Palavras-chave: Análise Termo-Hidráulica, Reator Nuclear, Angra 2, RELAP5-3D

ABSTRACT

The evaluation of Nuclear Power Plants (NPPs) performance during steady-state and accident conditions has been one of the main research subjects in the nuclear field. In order to simulate the behavior of water-cooled reactors, several complex thermal-hydraulic codes systems have been developed. Particularly, the RELAP5 code, developed by the Idaho National Laboratory, is a best-estimate thermal-hydraulic analysis tool and one of the most used in nuclear industry. The RELAP5-3D 3.0.0 code was used to develop a detailed model of Angra 2 nuclear reactor using reference data from the Final Safety Analysis Report. Angra 2 is the second Brazilian NPP, which began commercial operation in 2001. The plant is equipped with a Pressurized Water Reactor (PWR) type with 3771.0 MWt.

Simulations of the reactor behavior during normal operation conditions and postulated accident conditions were performed. Results achieved in the reactor steady-state simulation were compared with nominal parameters of the NPP. These results proved to be in good agreement, with relative errors less than 1%. In the transient simulation, the obtained results were coherent and satisfactory. This study demonstrates that the RELAP5-3D model is capable to reproduce the thermal-hydraulic behavior of the Angra 2 PWR during diverse operation conditions and it can contribute for the process of the plant safety analysis.

Keywords: Thermal-Hydraulics Analysis, Nuclear Reactor, Angra 2, RELAP5-3D

SUMÁRIO

LISTA DE FIGURAS	9
LISTA DE TABELAS	11
LISTA DE SIGLAS	12
INTRODUÇÃO	13
REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....	16
2.1 Conceitos do Projeto de Reator de Água Pressurizada.....	17
2.2 Transitórios Relevantes em Reatores PWR.....	20
2.2.1 Transiente Antecipado sem Desligamento	21
2.2.2 Diminuição da Temperatura no Refrigerante Primário	21
2.2.3 Incremento da Vazão de Refrigerante	21
2.2.4 Diminuição da Vazão de Refrigerante	22
2.2.5 Retirada de Barras de Controle.....	22
2.2.6 Diluição de Boro.....	22
2.2.7 Ruptura na Linha Principal de Vapor	22
2.3 Análises Prévias de Acidentes em Reatores PWR.....	23
2.4 Códigos para Análise Termo-Hidráulica.....	24
2.5 O Código RELAP5.....	25
2.5.1 Características Gerais	25
2.5.2 Equações de Campo.....	28
2.5.3 Modelos Neutrônicos.....	32
2.5.4 Organização do Código	33
2.5.5 Processamento da Entrada de RELAP5.....	34
2.5.6 Considerações Gerais no Cálculo de Transitório	35
EVENTOS ESTUDADOS E MODELO TERMO-HIDRÁULICO	37
3.1 Descrição da Central Nuclear Angra 2.....	37
3.2 Transitórios Analisados.....	38
3.2.1 Parada Súbita de Uma ou Múltiplas Bombas	38
3.2.2 Ruptura de 20 cm ² no Fundo do Vaso de Pressão.....	40
3.2.3 Bloqueio Total de um Canal Termo-Hidráulico no Núcleo	41
3.3 Modelo Termo-Hidráulico do Reator Nuclear.....	42

3.3.1 Vaso de Pressão do Reator	42
3.3.2 Circuitos de Refrigeração do Reator	47
3.3.3 Metodologia Adotada para a Simulação de Acidentes	49
RESULTADOS	51
4.1 Cálculos do Estado Estacionário	51
4.2 Cálculos de Transitório: Parada Súbita de Uma ou Múltiplas Bombas	54
4.3 Cálculos de Transitório: Ruptura de 20 cm ² no Fundo do Vaso de Pressão	58
4.4 Cálculos de Transitório: Bloqueio Total de um Canal Termo-Hidráulico no Núcleo.....	61
CONCLUSÕES E TRABALHOS FUTUROS	64
BIBLIOGRAFIA.....	66
ANEXO I.....	70

LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1: Demanda mundial de energia e as emissões de CO ₂ por fonte.....	16
Figura 2.2: Projeções de capacidade de produção nuclear em todo o mundo.....	17
Figura 2.3: Vista da secção transversal de um PWR convencional	18
Figura 2.4: Usina nuclear PWR, diagrama esquemático simplificado.....	19
Figura 2.5: Estrutura do código.....	34
Figura 2.6: Diagrama estrutural e modular para os cálculos de transitórios com RELAP5	35
Figura 3.1: Vista panorâmica da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unidade 2.....	37
Figura 3.2: Diagrama de nodalização do reator Angra 2	43
Figura 3.3: Diagrama de nodalização do vaso de pressão do reator.	44
Figura 3.4: Diagrama de nodalização do Circuito 1.....	47
Figura 3.5: Diagrama de nodalização da ruptura.	49
Figura 3.6: Diagrama de nodalização do núcleo do reator com bloqueio do canal.	50
Figura 4.1: Temperatura e pressão do refrigerante na entrada e saída do vaso de pressão calculadas com o código RELAP5-3D.....	52
Figura 4.2: Temperatura no revestimento e no centro do combustível do canal 603.	53
Figura 4.3: Distribuição axial de temperatura no combustível, revestimento e refrigerante.	53
Figura 4.4: Evolução temporal da temperatura na linha central do combustível e da pressão no pressurizador	54
Figura 4.5: Evolução temporal da velocidade durante a parada de uma ou várias bombas.....	55
Figura 4.6: Vazão de fluido refrigerante pelo circuito primário e potência total do reator	56
Figura 4.7: Evolução temporal da temperatura do fluido refrigerante na entrada e saída do vaso de pressão para o <i>trip</i> de uma bomba e das quatro bombas	56
Figura 4.8: Nível de água nos geradores de vapor antes e depois do <i>trip</i> de uma e das quatro bombas	57
Figura 4.9: Temperatura do revestimento da vareta de combustível em três níveis axiais do canal 603 para o <i>trip</i> de uma bomba e das quatro bombas	57
Figura 4.10: Vazão mássica de fluido refrigerante pela ruptura e pressão na entrada e saída do vaso de pressão.....	59
Figura 4.11: Nível de líquido na parte secundária dos geradores de vapor.	60

Figura 4.12: Vazão mássica através da ruptura e fluido injetado pelo SREN. Nível de líquido no núcleo do reator.....	60
Figura 4.13: Vazão de fluido refrigerante no canal bloqueado.....	61
Figura 4.14: Temperatura do fluido refrigerante e do revestimento da vareta combustível no canal bloqueado em diferentes posições axiais.	61
Figura 4.15: Fração de vazio no canal bloqueado em diferentes posições axiais.	62
Figura 4.16: Temperatura do fluido refrigerante e do revestimento da vareta combustível no canal bloqueado, em diferentes posições axiais, utilizando o modelo de fluxo cruzado.....	63
Figura 4.17: Fração de vazio no canal bloqueado em diferentes posições axiais, utilizando o modelo de fluxo cruzado.	63

LISTA DE TABELAS

Tabela 2.1: Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5.	27
Tabela 3.1: Especificações técnicas do reator nuclear Angra 2.	39
Tabela 3.2: Disponibilidade dos componentes do SREN.	41
Tabela 3.3: Parâmetros geométricos usados na nodalização do vaso de pressão.	44
Tabela 3.4: Propriedades termofísicas do combustível UO ₂	45
Tabela 3.5: Propriedades termofísicas do <i>gap</i>	46
Tabela 3.6: Propriedades termofísicas do revestimento de Zircaloy.	46
Tabela 3.7: Constantes do grupo de precursores.	47
Tabela 3.8: Parâmetros de operação das bombas de recirculação.	48
Tabela 4.1: Comparação entre os valores de referência e os calculados com RELAP5-3D 3.0.0 para a potência do reator de 3771 MWt.	52
Tabela 4.2: Condições de operação do reator aos 900 segundos de simulação.	58
Tabela 4.3: Sequência de eventos na evolução do acidente.	59

LISTA DE SIGLAS

- APS - *Avaliação Probabilística de Segurança*
ATWS - *Anticipated Transient Without Scram*
BWR - *Boiling Water Reactor*
CFD - *Computational Fluid Dynamics*
DNB - *Departure from Nucleate Boiling*
FSAR - *Final Safety Analysis Report*
HWR - *Heavy Water Reactor*
IAEA - *International Atomic Energy Agency*
IEA - *International Energy Agency*
LBLOCA - *Large-Break LOCA*
LOCA - *Loss of Coolant Accident*
LOFW - *Loss of Feedwater Flow*
LWR - *Light Water Reactor*
NEA - *Nuclear Energy Agency*
NEM - *Nodal Expansion Method*
OECD - *Organisation for Economic Co-operation and Development*
PWR - *Pressurized Water Reactor*
RELAP - *Reactor Excursion and Leak Analysis Program*
SBLOCA - *Small-Break LOCA*
SREN - *Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo*
TDJ - *Time-Dependent Junction*
TDV - *Time-Dependent Volume*
USNRC - *United States Nuclear Regulatory Commission*

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

À medida que cresce a população global, cresce também a demanda por energia e pelos benefícios que esta proporciona. Com a preocupação mundial em relação ao aquecimento global, torna-se necessária a utilização de fontes limpas, ou seja, não causadoras do efeito estufa. Nos últimos anos, o interesse da comunidade internacional pela energia nuclear vem aumentando. Esta é apresentada como uma alternativa a considerar, devido às suas características atraentes como baixa emissão de dióxido de carbono (CO_2) em relação às outras fontes e grande capacidade de produção de energia.

A fissão nuclear controlada tem sido utilizada para a produção de energia elétrica nas usinas nucleares, principalmente com base na tecnologia de reatores a água leve (LWR - *Light Water Reactor*). Nas últimas quatro décadas, a indústria nuclear tem desenvolvido e atualizado a tecnologia dos LWRs, de forma que sejam mais econômicos, gerem o mínimo de rejeitos, dificultem a proliferação de armas nucleares e, principalmente, sejam mais seguros. Atualmente, existem no mundo 435 reatores nucleares de potência com uma capacidade elétrica instalada de 371,7 GWe sendo que os LWRs correspondem a 81% de todos os reatores comerciais em funcionamento [1].

Os LWRs são classificados em dois tipos: os reatores de água pressurizada (PWR - *Pressurized Water Reactor*) e os reatores de água fervente (BWR - *Boiling Water Reactor*). O primeiro reator PWR, que seria, a princípio, utilizado em submarinos, foi desenvolvido no fim da década de quarenta pela companhia *Westinghouse*. Em 1953, foi iniciado um programa no *Bettis Laboratory* da *Westinghouse* para confirmar a aplicação prática da energia nuclear para geração de energia elétrica em grande escala. A primeira usina elétrica comercial com reator do tipo PWR, *Shippingport Atomic Power Station*, foi construída em 1957 na Pensilvânia, nos Estados Unidos [2]. Atualmente existem 273 reatores a água pressurizada representando 62,9% do total de reatores utilizados na produção de energia elétrica mundial [1].

No reator PWR o refrigerante é mantido a alta pressão e circula pelo núcleo. A água flui através do espaço entre os elementos combustíveis retirando o calor produzido no combustível

pelos processos de fissão. O vapor é produzido através de geradores de vapor, caracterizando um sistema primário e um sistema secundário, e passa através da turbina que é acoplada a um gerador onde se obtém a transformação da energia mecânica em energia elétrica [3, 4]. A complexidade desse sistema, desde as fissões até a geração de eletricidade, exige contínua verificação e avaliação do mesmo para garantir que os limites de segurança não sejam superados. Além disso, quaisquer modificações realizadas na configuração do núcleo ou na rotina operacional do reator podem levar a mudanças nos valores de parâmetros como pressão, temperatura, vazão, entre outros.

Por mais de 40 anos, uma das principais áreas de pesquisa no campo nuclear está relacionada ao desempenho das usinas nucleares durante condições de acidente. Simulações cada vez mais realistas do comportamento de tais instalações são consequência do acelerado desenvolvimento computacional e das técnicas de cálculo dos códigos, contribuindo para prevenção de acidentes e para a otimização da operação. Particularmente, a aplicação dos códigos de análise termo-hidráulica para situações reais tem como principais objetivos validar os modelos termo-hidráulicos para projeto, operação, análise de segurança e licenciamento e, verificar a instrumentação nuclear dentro do reator a partir da comparação de variáveis térmicas obtidas na simulação com os valores fornecidos pelos sensores no interior do reator. A fim de simular o comportamento de reatores refrigerados a água, vários códigos de análise termo-hidráulica têm sido desenvolvidos. RELAP5 (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*), desenvolvido pelo *Idaho National Laboratory*, é um dos códigos mais usados. É capaz de conduzir simulações de acidentes postulados, incluindo acidentes de perda de refrigerante (LOCA - *Loss of Coolant Accidents*) e diversos transitórios em reatores de água leve [5].

O Brasil tem duas usinas nucleares em operação (Angra 1, 640 MWe, PWR 2-circuitos e Angra 2, 1350 MWe, PWR 4-circuitos) e uma em construção (Angra 3, 1405 MWe, PWR 4-circuitos). Angra 3, após ter a construção temporariamente interrompida em 1991, reiniciou as atividades de construção em 2009, depois de uma decisão do Governo Federal, e está prevista para começar a operar em 2017 [6]. Neste trabalho, análises termo-hidráulicas em estado estacionário e em casos transitórios do reator nuclear Angra 2 são apresentadas. Esta usina foi escolhida para estudo principalmente devido à disponibilidade de dados para o desenvolvimento de modelagens neutrônicas e termo-hidráulicas e pela importância em desenvolver análise de segurança de um reator que opera em território nacional. Além disso, os resultados obtidos servirão para enriquecer os estudos sobre análises de segurança de Angra 2, justificando ainda mais a realização deste trabalho.

Inicialmente, foi desenvolvido um modelo do núcleo no código de análise termo-hidráulica RELAP5-3D 3.0.0. Posteriormente os outros sistemas também foram modelados tais como os geradores de vapor, pressurizador e bombas de recirculação. O modelo foi verificado para os casos de estado estacionário e casos de acidentes, tal como o acidente por perda de refrigerante. Além disso, um transitório que simula um acidente com o desligamento repentino do reator em caso emergencial seguido de desligamento das bombas de recirculação devido a algum tipo de falha das mesmas, semelhante ao que ocorreu no reator de Fukushima, no Japão, em 11 de março de 2011 [7] também foi simulado. Dessa forma, os objetivos do presente trabalho são:

1. Desenvolver uma modelagem termo-hidráulica do reator Angra 2 com o código RELAP5-3D, incluindo o maior detalhamento possível, e usando o modelo de cinética pontual;
2. Simular a situação de estado estacionário do reator, e verificar a capacidade do modelo comparando os resultados obtidos com dados de projeto disponíveis;
3. Simular e verificar o comportamento do reator em casos de transitórios específicos.

Este trabalho está organizado da seguinte forma: no Capítulo 1 foi apresentada uma introdução ao assunto de estudo. No Capítulo 2 é exposta a revisão bibliográfica sobre o assunto desta dissertação abordando o estado e projeções da energia nuclear no mundo, as características dos reatores PWR, principais transitórios nestes tipos de reatores e um resumo sobre estudos de análise de segurança nos reatores PWR. Também nesse capítulo os principais atributos do código RELAP5-3D são expostos. O Capítulo 3 apresenta as características principais do reator nuclear Angra 2 e são descritos os acidentes analisados. Além disso, o modelo de cálculo termo-hidráulico do reator é descrito em detalhes. As análises de estado estacionário e de transitórios são exibidas no Capítulo 4. Finalmente, o Capítulo 5 apresenta as conclusões deste trabalho e sugestões para atividades futuras.

CAPÍTULO 2

REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

Entre os muitos desafios que o mundo enfrenta no início do século XXI, a possibilidade de mudança climática global resultante do aumento das emissões de gases de efeito estufa tem sido uma grande preocupação nas últimas décadas. A principal fonte de gases de efeito estufa, e em particular de CO₂, são os combustíveis fósseis queimados para gerar energia. A demanda de energia deverá aumentar dramaticamente no século XXI, especialmente em países em desenvolvimento, onde o crescimento populacional é mais rápido e onde, ainda hoje, em torno de 1,6 bilhão de pessoas não têm acesso a serviços modernos de energia [8].

As centrais nucleares produzem energia praticamente sem emissões de gases de efeito estufa durante a sua operação e apenas pequenas quantidades no ciclo de vida. A energia nuclear pode ser, portanto, uma parte importante das estratégias futuras para reduzir as emissões de gases causadores de efeito estufa. A energia nuclear já é um importante contribuinte para as necessidades de energia elétrica do mundo e fornece cerca de 14% da eletricidade global [8]. Na Figura 2.1 é mostrada uma comparação entre diferentes fontes de geração de energia e a suas respectivas emissões de CO₂.

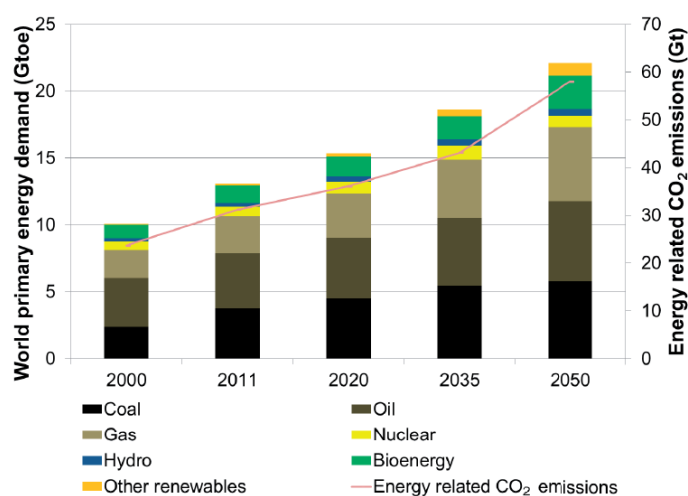


Figura 2.1: Demanda mundial de energia (eixo da esquerda) e as emissões de CO₂ por fonte (eixo da direita) [8].

Recentes estudos de desenvolvimento socioeconômico projetam um grande aumento da demanda global de energia, impulsionado em parte pelo crescimento demográfico e econômico nos países em desenvolvimento. Também está previsto que o aumento da população irá desfrutar do aumento do bem-estar econômico nas próximas décadas. A Agência Internacional de Energia (IEA - *International Energy Agency*) da Organização para Cooperação Econômica e Desenvolvimento (OECD - *Organisation for Economic Co-operation and Development*) faz suposições sobre esses dois principais motores da demanda de energia global em seu *World Energy Outlook 2012*. A população mundial deverá aumentar para 8,6 bilhões em 2035, enquanto a economia global deverá crescer a uma taxa média anual de 4,0% até 2015 e de 3,5% entre 2010 e 2035 [9]. Com base nesses fatores da demanda de energia, e em outras hipóteses sobre o desenvolvimento tecnológico e a disponibilidade de recursos para o setor energético, na edição de 2012 do *Energy Technology Perspectives* a IEA projeta que a demanda total de energia primária mundial vai crescer para quase 21 Gtep¹ em 2050 [10]. De acordo com as projeções de 2013 da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), é esperado um crescimento de geração de energia nuclear no mundo de 17% no caso de baixa e em 94% no caso de alta.

Estes números são ligeiramente mais baixos do que as projeções feitas em 2012, refletindo o impacto do acidente na usina Fukushima Daiichi, o baixo preço do gás natural e o aumento da utilização de energias renováveis. As barras no lado direito da Figura 2.2 indicam onde é esperada a expansão da energia nuclear [11, 12].

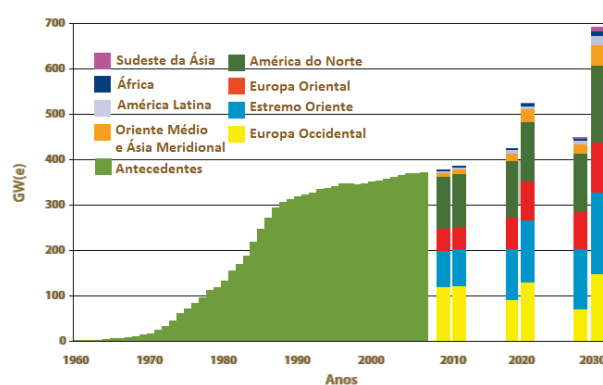


Figura 2.2: Projeções de capacidade de produção nuclear em todo o mundo [11].

2.1 Conceitos do Projeto de Reator de Água Pressurizada

O reator PWR, o mais utilizado reator de potência no mundo, emprega a água leve como refrigerante e moderador. A característica principal de uma unidade do tipo PWR é a água de

¹ Tonelada equivalente de petróleo.

refrigeração pressurizada (circuito primário), mantendo sempre sua fase líquida, uma vez que a pressão é aproximadamente 15 MPa [4]. Na Figura 2.3, é mostrada uma vista da secção transversal de um PWR típico. Conforme indicado na figura, a água entra no vaso de pressão a uma temperatura próxima de 290 °C desce pelo espaço anelar entre o vaso de pressão e o lado externo do núcleo que serve como refletor, atravessa o núcleo num movimento ascendente e se aquece ao entrar em contato com as varetas combustíveis, chegando a atingir 325 °C [4].

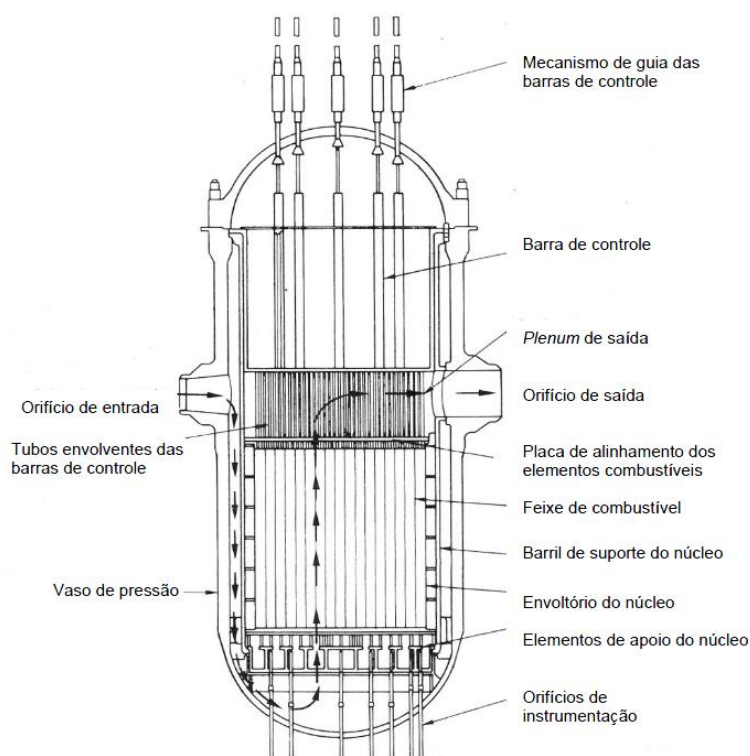


Figura 2.3: Vista da secção transversal de um PWR convencional. Adaptado de [3].

O combustível geralmente utilizado é o dióxido de urânio (UO_2) levemente enriquecido (de 2 a 5% em massa). Essas pastilhas em forma cilíndrica de UO_2 possuem 1 cm de diâmetro e 2 cm de comprimento, e são geralmente côncavas nas extremidades axiais. Essas pastilhas são armazenadas em tubos de Zircaloy de aproximadamente 4 m comprimento [4]. À temperatura de operação, as pastilhas se expandem axialmente e preenchem os espaços vazios deixados entre si. Além de proporcionar suporte às pastilhas de combustível, os tubos de Zircaloy ajudam a prevenir o escape dos produtos de fissão para o refrigerante, especialmente os gases produtos de fissão que são liberados durante a operação do reator.

Em determinados casos, tem sido observado que algumas pastilhas de combustível, embora inicialmente se expandam, contraem-se posteriormente durante a queima devido ao incremento gradual da densidade do UO_2 e a correspondente redução em seu volume específico. Este

fenômeno é conhecido como densificação do combustível. A redução do volume das pastilhas deixa pequenos espaços vazios dentro das varetas de combustível, e a grande pressão exercida pelo refrigerante ao longo dos tubos incrementa a sua possibilidade de ruptura. Tal problema é superado pressurizando-se os tubos com gás hélio a aproximadamente 3,4 MPa [3, 4].

Um esquema simplificado do projeto de um reator do tipo PWR é mostrado na Figura 2.4. O ciclo de potência total pode ser considerado como formado por três ciclos fechados geralmente independentes ou circuitos: primários, secundários e terciários.

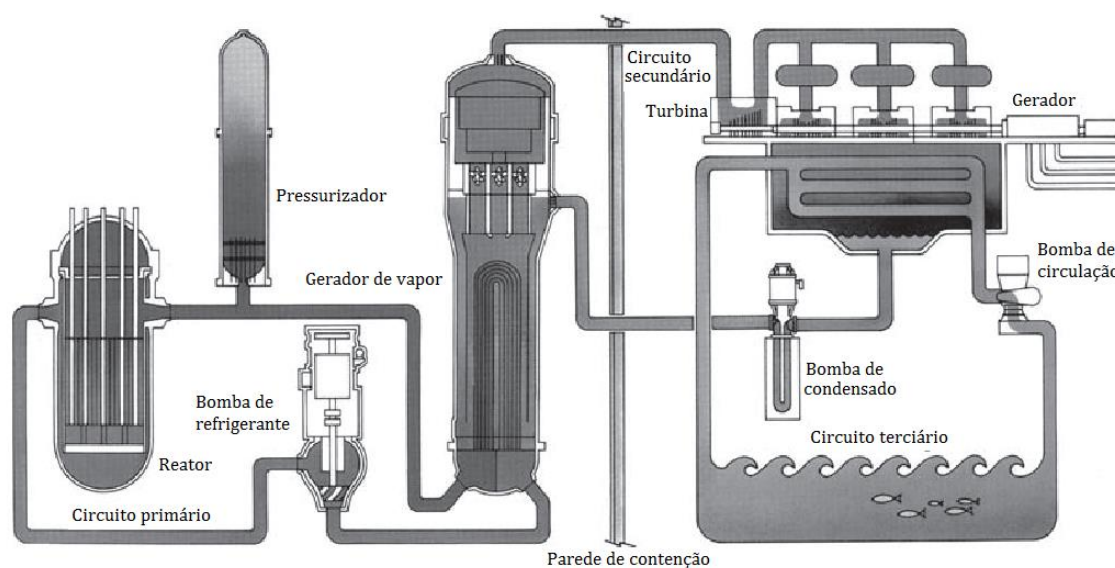


Figura 2.4: Usina nuclear PWR, diagrama esquemático simplificado. Adaptado de [4].

O circuito primário contém a fonte de calor e consiste de um núcleo de combustível nuclear posicionado dentro do vaso do reator, onde a energia resultante da reação de fissão controlada é transferida ao refrigerante. O líquido de arrefecimento é bombeado para o gerador de vapor, onde o calor é transferido para um circuito secundário por meio de uma série de tubos do tipo U. O refrigerante no circuito primário retorna para o vaso de pressão para prosseguir com o processo. Um pressurizador está conectado ao circuito primário para manter a pressão de trabalho no sistema [3, 4, 13].

O circuito secundário é o circuito de utilização de calor onde o vapor seco produzido no gerador de vapor flui para uma turbina-gerador, onde é expandido para converter a energia térmica em energia mecânica e, posteriormente, em energia elétrica. O vapor expandido é direcionado para um condensador, onde o calor latente de vaporização é transferido para o sistema de arrefecimento e é condensado. O condensado é bombeado de volta para o gerador de vapor continuando o ciclo.

O circuito terciário é o circuito de rejeição de calor, onde o calor latente de vaporização é rejeitado para o meio ambiente através da água de refrigeração do condensador. Dependendo do local específico, este calor é liberado para um rio, lago, mar, ou torre de resfriamento. A utilização de um gerador de vapor para separar o circuito primário do secundário confina os materiais radioativos a um único edifício durante a operação normal, e elimina os extensos problemas de manutenção da turbina que resultariam do vapor ativado [3, 4].

2.2 Transitórios Relevantes em Reatores PWR

De acordo com relatório da *Nuclear Energy Agency* (NEA) [14], os principais cenários de transitórios que envolvem consideráveis mudanças de reatividade em reatores PWR são:

- Transitório antecipado sem desligamento (ATWS - *Anticipated Transient Without Scram*),
- Diminuição da temperatura no refrigerante primário,
- Incremento da vazão de refrigerante no primário,
- Diminuição da vazão de refrigerante no primário,
- Retirada de barras de controle,
- Diluição de boro,
- Ruptura na linha principal de vapor.

Uma discussão geral sobre cada um destes transitórios é fornecida a seguir. Deve-se notar que outros transitórios possíveis podem ser listados, incluindo a perda de vazão de água de realimentação (LOFW - *Loss of Feedwater Flow*) e a perda de refrigerante por pequena, média ou grande ruptura. Cada um destes eventos pode ter consequências específicas na reatividade do núcleo que devem ser avaliadas.

O LOFW é causado pela obstrução das bombas de alimentação, que podem se originar de um “apagão parcial”. A temperatura do circuito primário aumenta tendo como consequência inserção de reatividade negativa no núcleo e contribuindo para diminuir a potência do mesmo. Um requisito adicional de indisponibilidade do desligamento do sistema (ou seja, uma condição ATWS) pode ser aplicado na análise e pode ser justificado por considerar a (relativamente elevada) frequência de acidentes.

O LBLOCA (*Large-Break LOCA*) é originado pelo rompimento do circuito de refrigeração em um local entre a bomba de refrigeração e o vaso de pressão. O acidente constitui um pilar na demonstração de segurança e no licenciamento de qualquer LWR com referência principal para a avaliação do projeto do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN).

O SBLOCA (*Small-Break LOCA*) é um acidente originado por uma "pequena" perda de refrigerante do circuito primário. Um requisito adicional de uma condição ATWS pode ser aplicado na análise e pode ser justificado por considerar a (relativamente elevada) frequência de acidentes. A inserção de reatividade positiva pode ser assumida tendo a sua origem a partir da injeção de água não borada pelo SREN.

2.2.1 Transiente Antecipado sem Desligamento

O ATWS é caracterizado pela ocorrência de um transitório no reator em que o sistema de desligamento automático do mesmo deveria ser acionado, mas não o é, devido a alguma falha do sistema de segurança. Portanto, o transitório não é terminado por um *scram* podendo causar consequências graves para o reator. Esse tipo de evento é considerado como um dos piores acidentes.

2.2.2 Diminuição da Temperatura no Refrigerante Primário

A Avaliação Probabilística da Segurança (APS) inclui todos os tipos de transitórios por superaquecimento, tais como:

- Anomalias no pré-aquecimento que levam à baixa temperatura da água de alimentação,
- Incremento da velocidade das bombas de alimentação que conduz a alta vazão,
- Abertura inadvertida de válvulas no secundário.

Todos estes fenômenos transitórios levam a uma diminuição na pressão e temperatura na parte secundária do gerador de vapor com acréscimo associado da transferência de calor entre ambos os lados. Por conseguinte, a temperatura do líquido de refrigeração primário irá diminuir o que subsequentemente resulta em um aumento na reatividade positiva e, consequentemente, no fluxo de nêutrons. O último caso pode conduzir a uma variação elevada do sinal de fluxo de nêutrons e o associado desligamento do reator.

2.2.3 Incremento da Vazão de Refrigerante

Normalmente a potência do núcleo é controlada pela vazão e, portanto, pela velocidade das bombas de refrigeração do reator. Um inadvertido aumento da vazão provocado pelas bombas de recirculação pode ser causado pelo funcionamento não adequado das mesmas. Uma distribuição irregular da vazão na entrada do núcleo pode acontecer e resultar em uma distribuição irregular de potência nos elementos combustíveis afetados.

2.2.4 Diminuição da Vazão de Refrigerante

Inúmeras falhas podem resultar em uma redução na vazão do sistema de refrigeração do reator. Os eventos mais limitantes de diminuição de vazão são:

- Perda parcial e completa do escoamento de refrigeração forçada,
- Parada do eixo da bomba de refrigeração (rotor bloqueado),
- Ruptura do eixo da bomba de refrigeração.

2.2.5 Retirada de Barras de Controle

A principal função das barras de controle em um reator nuclear é realizar o controle da reatividade no núcleo. Entretanto, à medida que os elementos de controle são inseridos ou retirados, eles também afetam fortemente a distribuição de fluxo neutrônico no núcleo e, conseqüentemente, a distribuição de potência do reator [15]. Um evento inadvertido de retirada das barras de controle pode ser caracterizado, por exemplo, pela ejeção de uma única barra de controle com alto valor de reatividade que provoca uma grave excursão de potência.

2.2.6 Diluição de Boro

A APS separa a análise deste transitório em relação a duas hipóteses diferentes:

- Com barras de controle operando em modo automático,
- Com barras de controle no modo manual e não operacionais.

Na primeira hipótese, o controle automático das barras fornece a compensação de reatividade. A condição nominal de estado estacionário é mantida, neste caso, sem qualquer problema grave.

No segundo caso, o subsequente aumento de reatividade positiva resulta em um incremento do fluxo de nêutrons. O reator será desligado devido à temperatura excessiva (proteção DNB) ou pelo sinal delta-T de potência mais alta.

2.2.7 Ruptura na Linha Principal de Vapor

Este tipo de evento melhora a transferência de calor entre os lados primário e secundário do gerador de vapor devido à despressurização do secundário como consequência da ruptura na linha de vapor. O refrigerante primário no circuito afetado experimentará uma diminuição da temperatura e conseqüente aumento da reatividade positiva no núcleo. A resultante distribuição não uniforme da temperatura do refrigerante na parte superior do *downcomer* no vaso de pressão do reator será propagada através dele para o *lower plenum* e para dentro do núcleo. Os processos de mistura ao longo do percurso de fluxo tendem a aliviar o efeito, mantendo-se a não

uniformidade da distribuição da temperatura de entrada do núcleo; no entanto, isso irá causar um aumento de reatividade não uniforme no núcleo com as respostas associadas de potência não uniformes.

2.3 Análises Prévia de Acidentes em Reatores PWR

Nas últimas décadas, diversos estudos de acidentes em reatores do tipo PWR têm sido realizados por grupos de pesquisa no mundo, os quais serviram de ajuda para a realização deste trabalho. Para essas análises, as diferentes versões do código RELAP5 desempenharam uma função importante.

Na referência [16] foi feita uma comparação entre os resultados da simulação e as medições feitas durante o *trip* de uma bomba de refrigeração na usina nuclear de Trillo na Espanha. Para a modelagem do reator foi utilizado o código RELAP5/MOD3.2 e os resultados demonstraram uma boa predição do comportamento do reator durante o transitório, incluindo variáveis tais como a pressão no primário e secundário, a vazão mássica no secundário e as temperaturas no primário.

No trabalho [17] foi realizada uma comparação entre os resultados analíticos obtidos com o modelo de RELAP5 do reator VVER-1000 e os dados experimentais recebidos da usina Kozloduy durante o *trip* de uma bomba principal de circulação. Em geral, a comparação entre os resultados do RELAP5 e os dados fornecidos pela usina tiveram boa concordância.

Acidentes por perda de refrigerante também têm sido amplamente considerados pelos pesquisadores e engenheiros. Em [18], os autores fizeram cálculos diversos do acidente LBLOCA em um reator *Westinghouse* de três circuitos termo-hidráulicos. O primeiro caso analisado compara dois cálculos com diferentes plataformas (CRAY-YMP e ALPHA SERVER 4100). Ambos cálculos foram realizados com uma nodalização básica do sistema e demonstraram diferenças mínimas entre os resultados obtidos nas duas plataformas utilizadas. O segundo caso, o impacto da nodalização quase-tridimensional do *downcomer*, demonstrou que os efeitos tridimensionais não podem ser desprezados. Finalmente, o terceiro caso estudado, utilizando uma nodalização tridimensional do *downcomer* e diferentes versões do RELAP5, demonstrou a necessidade de um modelo *reflood* específico para este tipo de transitório, em vez de o pacote de transferência de calor padrão que produz um comportamento muito oscilatório em condições de *reflooding*.

O reator Angra 2, reator de interesse deste estudo, também tem sido investigado por grupos de pesquisa no Brasil. Os trabalhos realizados, consultados durante a revisão bibliográfica, são

principalmente análises de acidentes por perda de refrigerante. Em geral, os resultados obtidos em cada um deles previram o desempenho do reator durante o transitório analisado e a resposta de cada um dos sistemas de segurança a essas mudanças nas condições de operação [19, 20, 21, 22].

2.4 Códigos para Análise Termo-Hidráulica

Nos reatores nucleares, a grande complexidade do comportamento hidrodinâmico do sistema exige contínua verificação e avaliação do mesmo para garantir que os limites de segurança não sejam superados. Além disso, quaisquer modificações realizadas na configuração do núcleo ou na rotina operacional do reator podem levar a mudanças nos valores dos parâmetros termo-hidráulicos.

Portanto, a utilização de códigos computacionais capazes de determinar a distribuição temporal e espacial das condições termo-hidráulicas associadas a efeitos das fontes de calor no sistema de refrigeração, torna-se indispensável para as análises de segurança dos reatores nucleares.

De maneira geral, os principais objetivos do uso de um sistema de código para um reator envolvem as áreas de:

- Projeto,
- Operação,
- Modificação,
- Avaliação de segurança,
- Licenciamento do reator.

Porém, a faixa de aplicação pode ser muito mais ampla:

- Análise de dados experimentais (também como parte do processo de qualificação do código),
- Interpretação e compreensão de fenômenos complexos,
- Treinamento de operadores,
- Qualificação de simuladores de reatores,
- Análises de transitórios operacionais (qualificação do código),
- Aplicações não nucleares, etc.

Diversos códigos de análise termo-hidráulica como, por exemplo, os códigos RELAP5, TRAC-BF1 e COBRA-TF vêm sendo desenvolvidos ao longo de vários anos [23, 24]. Estes

códigos, instrumentos essenciais, são utilizados para análises de segurança do sistema e para avaliação de resposta do mesmo em consequência de processos específicos de perturbação. As experiências acumuladas por grande quantidade de análises fornecem informações valiosas para o aperfeiçoamento e utilização dos códigos.

Neste trabalho foi utilizado o código de análise de transitórios para LWR, RELAP5, desenvolvido pela *United States Nuclear Regulatory Commission* (USNRC). O uso do código inclui análises requeridas para suporte, cálculos para licenciamento, avaliação de acidentes e estratégias para evitá-los, análises de planejamento de experimentos, entre várias outras aplicações. As simulações de transitórios em sistemas LWR utilizando RELAP5 incluem eventos tais como perda de refrigerante, transiente antecipado sem *scram*, e transitórios operacionais como perda da água de realimentação e travamento da turbina (*turbine trip*). Além disso, o código RELAP5 tem sido aplicado com sucesso para a simulação de reatores de pesquisa [25, 26, 27, 28].

2.5 O Código RELAP5

Uma das mais recentes versões das séries de código RELAP5 é o código RELAP5-3D. RELAP5-3D usa o modelo bifásico de seis equações para a modelagem do sistema termo-hidráulico nuclear [5]. Modelos semi-empíricos para os componentes, tais como bombas, válvulas, pressurizador e acumuladores, estão disponíveis para simular o comportamento transitório dos sistemas.

O código RELAP5-3D tem muitas melhorias em comparação com as versões anteriores. A mais proeminente delas é a capacidade de modelagem termo-hidráulica e neutrônica multidimensionais. Esta característica remove 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.

Com fluidos de trabalho adicionais, RELAP5-3D pode ser usado não só para simular os reatores como *Light Water Reactor* e *Heavy Water Reactor* (HWR), mas também para estudar os projetos de reatores de próxima geração, tais como *Fast Breeder Reactor*, *Gas Cooled Reactor*, e até mesmo o conceitual *Space Reactor* [5].

2.5.1 Características Gerais

Um sistema de código, como o RELAP5, consiste de:

- Equações de balanço,

- Equações de estado,
- Equações constitutivas,
- Modelos especiais (*Pump, Fuel Gap, etc.*),
- Equações de transferência e condução de calor,
- Neutrônica, normalmente 0-D acoplado 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,
- Resultados do processo de qualificação.

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

Hidrodinâmica

- Todas as áreas e comprimentos de escoamentos e orientações verticais (inclinação) dos componentes do sistema,
- Rugosidade do material e interfaces fluido/parede,
- Informação suficiente para calcular perdas de carga (geometrias curvas, expansão de área, geometria das válvulas),
- Condições iniciais do reator.

Estruturas de Calor

- Geometria dos componentes,
- Tipos de materiais e propriedades termofísicas,
- Localização das fontes quentes, distribuições iniciais de temperatura.

Sistemas de Controle

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

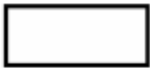
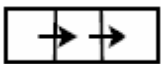
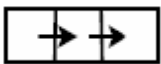
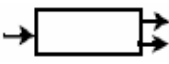





Neutrônica

- Reatividade inicial,

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

Na Tabela 2.1 são mostrados alguns dos elementos disponíveis no código RELAP5 para a simulação de um sistema termo-hidráulico.

Tabela 2.1: Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5.

Componente	Identificador	Esquema na Nodalização	Uso Principal
<i>Single-volume</i> (<i>Volume simples</i>)	SNGLVOL		Representa um segmento de fluxo que não requer um tubo PIPE ou BRANCH.
<i>Pipe</i> (<i>Tubo</i>)	PIPE		Representa um canal no sistema, pode ter de 1 a 100 volumes. PIPE com mais de um volume tem junções internas conectando os subvolumes.
<i>Annulus</i> (<i>Pipe para fluxo em regime de filme</i>)	ANNULUS		Forma especial do PIPE que é usada para simular passagens anelares de fluxo.
<i>Branch</i> (<i>Ramificação</i>)	BRANCH		Representa um canal que pode ter até 10 junções conectadas a ele.
<i>Single-junction</i> (<i>Junção simples</i>)	SNGLJUN		Conecta um componente a outro.
<i>Valve</i> (<i>Válvula</i>)	VALVE		Simula a presença e o comportamento de seis tipos diferentes de válvulas.
<i>Time-dependent junction</i> (<i>Junção com dependência temporal</i>)	TMDPJUN		Conecta um componente a outro, especificando condições de contorno.
<i>Pump</i> (<i>Bomba</i>)	PUMP		Simula o comportamento de uma bomba centrífuga.
<i>Accumulator</i> (<i>Acumulador</i>)	ACCUM		Simula o acumulador de um PWR.

2.5.2 Equações de Campo

O modelo termo-hidráulico de RELAP5-3D 3.0.0 resolve oito equações de campo para oito variáveis primárias dependentes. As variáveis primárias dependentes são pressão (P) em Pa, energias internas específicas de fase (U_g, U_f) em J/kg, fração de volume de vapor/gás (fração de vazio, α_g), velocidades de fase (v_g, v_f) em m/s, título do gás não condensável (X_n) e densidade de boro (ρ_b) em kg/m³. Para as equações unidimensionais, as variáveis independentes são tempo (t), em segundos, e posição (x), em metros. Para as equações multidimensionais, as variáveis independentes são tempo (t) e localização tridimensional (x, y, z) para o sistema de coordenadas cartesianas ou (r, θ, z) para coordenadas cilíndricas.

No RELAP5-3D, as velocidades de fase são ao longo da direção do percurso predefinido do fluxo. O domínio do fluxo simulado pelo RELAP5-3D é uma rede que consiste em um caminho unidimensional de fluxo. O fluxo cruzado (*cross flow*) pode ser modelado por RELAP5-3D multidimensional. Porém, fenômenos como mistura multidimensional e distribuição do fluxo ainda estão além do alcance dos códigos tradicionais dos sistemas nucleares. Como resultado, mesmo com capacidade multidimensional, RELAP5-3D é ainda classificado como um código unidimensional.

RELAP5-3D inclui o gás não condensável no modelo hidrodinâmico. O título do gás não condensável (X_n) é definido como a razão entre a massa de gás não condensável e a massa total de vapor/gás, $X_n = \frac{M_n}{M_n + M_s}$, onde M_n é a massa de gás não condensável na fase vapor/gás expressa em kg e M_s é a massa do vapor na fase vapor/gás, em kg. As variáveis secundárias dependentes usadas nas equações são densidades de fase (ρ_g, ρ_f), temperaturas de fase (T_g, T_f), temperatura de saturação (T_s) em K, e fração de massa não condensável na fase gasosa não condensável (X_{ni}) para a i ésima-espécie não condensável. M_{ni} é a massa da i ésima-espécie não condensável na fase vapor/gás e n é o número de espécies não condensáveis [5].

As equações diferenciais básicas de dois fluidos formam a estrutura do modelo hidrodinâmico no RELAP5-3D. As equações de campo básicas para o modelo de não equilíbrio de dois fluidos consistem em duas equações de continuidade de duas fases, duas equações de momento de duas fases e duas equações de energia bifásica. As equações de conservação de massa dependentes do tempo para a fase de vapor e para fase líquida são, respectivamente,

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g V_g A) = \Gamma_g \quad (2.1)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_f \rho_f) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f \rho_f V_f A) = \Gamma_f \quad (2.2)$$

onde $\alpha_g + \alpha_f = 1$. Para o fluxo sem fontes externas de massa ou sumidouros, a análise global de continuidade fornece a exigência de que o termo de geração líquida Γ_f é o negativo da geração de vapor Γ_g , que é $\Gamma_f = -\Gamma_g$. O modelo de transferência de massa interfacial assume que a transferência de massa total pode ser dividida em transferência de massa na interface vapor/líquido no fluido, Γ_{ig} , e transferência de massa na interface vapor/líquido na camada limite térmica perto das paredes, Γ_w , isso é $\Gamma_g = \Gamma_{ig} + \Gamma_w$.

As equações de momento para a fase de vapor e da fase líquida são

$$\begin{aligned} \alpha_g \rho_g A \frac{\partial v_g}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_g \rho_g A \frac{\partial v_g^2}{\partial x} = & -\alpha_g A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_g \rho_g B_x A - (\alpha_g \rho_g A) F W G(v_g) \\ & + \Gamma_g A (v_{gI} - v_g) - (\alpha_g \rho_g A) F I G(v_g - v_f) \\ & - C \alpha_g \alpha_f \rho_m A \left[\frac{\partial (v_g - v_f)}{\partial t} + v_f \frac{\partial v_g}{\partial x} - v_g \frac{\partial v_f}{\partial x} \right] \end{aligned} \quad (2.3)$$

$$\begin{aligned} \alpha_f \rho_f A \frac{\partial v_f}{\partial t} + \frac{1}{2} \alpha_f \rho_f A \frac{\partial v_f^2}{\partial x} = & -\alpha_f A \frac{\partial P}{\partial x} + \alpha_f \rho_f B_x A - (\alpha_f \rho_f A) F W F(v_f) \\ & + \Gamma_g A (v_{fI} - v_f) - (\alpha_f \rho_f A) F I F(v_f - v_g) \\ & - C \alpha_f \alpha_g \rho_m A \left[\frac{\partial (v_f - v_g)}{\partial t} + v_g \frac{\partial v_f}{\partial x} - v_f \frac{\partial v_g}{\partial x} \right] \end{aligned} \quad (2.4)$$

A variação espacial do termo momento, ou termo de convecção, é expressa em termos de v_g^2 e v_f^2 . Esta forma tem a característica desejável que a equação do impulso se reduz à equação de Bernoulli para fluxo constante, incompressível e sem viscosidade. A resistência à fricção, devido à viscosidade do fluido e a turbulência do fluxo é aglomerada como os fatores resistentes ao fluxo nas equações de momento. Os termos de força nos lados direito das equações 2.3 e 2.4 são, respectivamente, o gradiente de pressão, a força de corpo (ou seja, a gravidade), atrito da parede, transferência de impulso devido à interface de transferência de massa e força devido à massa virtual.

As equações de momento são baseadas nas seguintes simplificações:

- As tensões de Reynolds são desprezíveis,
- As pressões das fases são consideradas em equilíbrio,
- A pressão interfacial é considerada igual à pressão das fases,
- Os termos de covariância são universalmente desprezíveis,
- A armazenagem do impulso interfacial é desprezada,
- As tensões viscosas das fases são desprezadas,
- Os termos de força de interface consistem de pressão e tensões viscosas.

Os termos FWG e FWF são parte da resistência por atrito na parede, são lineares em velocidade, e são produtos do coeficiente de atrito, a área de superfície de atrito por unidade de volume, e a magnitude da velocidade da massa de fluido. O FWG e FWF normalmente são determinados através de experimentos ou simulações de CFD (*Computational Fluid Dynamics*) [29]. Os coeficientes de FIG e FIF são parte da resistência de interface por atrito.

A conservação do impulso na interface exige que os termos de força associados à massa de interface e troca de momento somem zero, e é dado como:

$$\begin{aligned} \Gamma_g A v_{gI} - (\alpha_g \rho_g A) FIG (v_g - v_f) - C \alpha_g \alpha_f \rho_m A &= \left[\frac{\partial (v_g - v_f)}{\partial t} \right] \\ + \Gamma_g A v_{fI} - (\alpha_f \rho_f A) FIF (v_f - v_g) - C \alpha_f \alpha_g \rho_m A &= \left[\frac{\partial (v_f - v_g)}{\partial t} \right] \end{aligned} \quad (2.5)$$

onde as derivadas espaciais foram eliminadas. Essa forma particular para o equilíbrio do impulso na interface resulta da consideração das equações de momento na forma não expandida. Além disso, é geralmente assumido que a transferência de momento devido ao atrito e devido à transferência de massa independentemente soma zero, $v_{gI} = v_{fI} = v_I$ e $\alpha_g \rho_g FIG = \alpha_f \rho_f FIF = \alpha_g \rho_g \alpha_f FI$.

As equações de energia térmica das fases são:

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} (\alpha_g \rho_g U_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_g \rho_g U_g v_g A) &= -P \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} - \frac{P}{A} \frac{\partial}{\partial x} (\alpha_g v_g A) + Q_{\omega g} + Q_{ig} \\ &+ \Gamma_{ig} h_g^* + \Gamma_{\omega} h'_g + DISS_g \end{aligned} \quad (2.6)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_f \rho_f U_f) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f \rho_f U_f v_f A) = & -P \frac{\partial \alpha_f}{\partial t} - \frac{P}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f v_f A) + Q_{\omega_f} + Q_{if} \\ & + \Gamma_{ig} h_f^* + \Gamma_{\omega} h_f' + DISS_f. \end{aligned} \quad (2.7)$$

Estas equações são baseadas nas seguintes simplificações:

- O fluxo de calor de Reynolds é negligenciado,
- Os termos de covariância são universalmente negligenciados,
- A armazenagem do impulso interfacial é negligenciada,
- A transferência de calor entre as fases é negligenciada.

Nas equações de energia, Q_{ω_g} e Q_{ω_f} são as taxas de transferência de calor da parede por unidade de volume. Estas taxas de transferência de calor satisfazem a equação $Q = Q_{\omega_g} + Q_{\omega_f}$, onde Q é a taxa total de transferência de calor da parede ao fluido por unidade de volume.

As entalpias específicas das fases (h_g^* , h_f^*) associadas com a transferência de massa na Equação 2.6 e Equação 2.7 são definidas de tal modo que as condições de salto de interface na interface líquido-vapor são satisfeitas. Os termos de dissipação de energia das fases $DISS_g$ e $DISS_f$, são a soma do atrito na parede, na bomba e os efeitos da turbina. Os efeitos de dissipação devido à transferência de massa de interface, atrito de interface e massa virtual são desprezados. Esta é uma suposição aceitável uma vez que estes termos são de pequena magnitude em relação aos outros termos da equação de energia. Nas equações de massa e momento, a transferência de massa de interface, o atrito de interface e a massa virtual são importantes, e não são negligenciados. Os termos de dissipação de energia são calculados como

$$DISS_g = \alpha_g \rho_g F W G v_g^2 \quad (2.8)$$

$$DISS_f = \alpha_f \rho_f F W F v_f^2. \quad (2.9)$$

Os termos de dissipação de energia satisfazem a relação

$$DISS = DISS_g + DISS_f \quad (2.10)$$

onde $DISS$ é a dissipação total de energia. Quando uma bomba ou uma turbina está presente, a dissipação de energia associada também é incluída nos termos totais de dissipação.

Um modelo Euleriano de seguimento de boro é usado para simular o transporte de um componente dissolvido (soluto) na fase líquida (solvente). A solução é assumida ser suficientemente diluída de modo que as seguintes suposições são válidas:

- As propriedades do líquido não são alteradas pela presença de soluto,
- O soluto é transportado apenas na fase líquida e com a velocidade da fase líquida,
- A energia transportada pelo soluto é negligenciável,
- A inércia do soluto é negligenciável.

Com base nessas suposições, é necessária apenas uma equação de campo adicional para a conservação do soluto (boro). Em forma diferencial, a equação adicionada é:

$$\frac{\partial \rho_b}{\partial t} + \frac{1}{A} \frac{\partial (\rho_b v_f A)}{\partial x} = 0. \quad (2.11)$$

A densidade espacial do boro é definida como:

$$\rho_b = \alpha_f \rho_f C_b = \rho_m (1 - X) C_b \quad (2.12)$$

onde C_b é a concentração de boro, ρ_b é a densidade espacial de boro (massa de boro por volume total de líquido e vapor/gás), e X é o título.

2.5.3 Modelos Neutrônicos

O atributo mais importante que distingue o código RELAP5-3D das versões anteriores é a capacidade integrada de modelagem termo-hidráulica e de cinética multidimensional. A mais recente versão do código RELAP5-3D tem duas opções disponíveis para o cálculo da potência do reator [5].

A primeira opção para a cinética de nêutrons no código RELAP5-3D é o modelo de cinética pontual do reator, o qual foi utilizado neste trabalho. Essa opção estava disponível em versões anteriores do RELAP5. Neste modelo, a potência é calculada usando a aproximação cinética pontual ou independente do espaço, na qual é assumido que a energia pode ser separada em funções do espaço e do tempo. Essa aproximação é adequada para casos nos quais a distribuição espacial permanece praticamente constante. O modelo de cinética pontual computa tanto a

energia de fissão imediata (nêutrons prontos e retardados) como a energia liberada durante o decaimento dos produtos de fissão.

A segunda opção para o cálculo neutrônico no código RELAP5-3D é um modelo cinético multidimensional com base no código NESTLE desenvolvido na *North Carolina State University*. Esta opção calcula a energia de fissão no reator para geometria cartesiana ou hexagonal. O código NESTLE resolve as equações de difusão para dois ou quatro grupos de nêutrons. O Método de Expansão Nodal (NEM - *Nodal Expansion Method*) é usado para resolver as equações de difusão de nêutrons para o fluxo de nêutrons. O código NESTLE está incorporado ao RELAP5-3D rodando em um acoplamento interno no cálculo neutrônico/termo-hidráulico.

Podem ser utilizados modelos 3D, 2D ou unidimensionais. Várias opções de simetria do núcleo estão disponíveis, incluindo 1/4, 1/2 e núcleo completo para geometria cartesiana; e 1/6, 1/3, e núcleo completo para geometria hexagonal. Condições de contorno reflexivas, corrente não reentrante e fluxo zero estão disponíveis. O cálculo termo-hidráulico/neutrônico acoplado no RELAP5-3D exige como dados de entrada o coeficiente de difusão, as seções de choque macroscópicas de absorção, de fissão e de espalhamento para faixas específicas de temperaturas do combustível e do moderador, para permitir interpolação durante o cálculo de realimentação nas seções de choque nas diversas condições de operação [30].

2.5.4 Organização do Código

O código RELAP5 é escrito em FORTRAN-77 para uma variedade de computadores de 64 e 32 bits. O programa é codificado em uma estrutura de módulos sequenciais. Os vários modelos e procedimentos são isolados em sub-rotinas separadas. A estrutura de módulos é mostrada na Figura 2.5 e consiste nos blocos de entrada (INPUTD), estado estacionário/transitório (TRNCTL) e extração (STRIP) [5].

O bloco de entrada (INPUTD) verifica os dados de entrada e prepara os cálculos requeridos de acordo com as opções de programa.

O bloco TRNCTL trata as duas opções de regimes: estacionário e transitório. A opção de estado estacionário determina as condições estáveis de estado estacionário se um problema desse tipo é corretamente apresentado. O estado estacionário é obtido executando um transitório acelerado até que as derivadas temporais se aproximem de zero. Portanto, a opção de estado estacionário é muito similar àquela de transitório, mas contém algoritmos de teste de convergência para determinar estado estacionário satisfatório, a divergência de estado

estacionário, ou operação cíclica. Se apenas a técnica de transitório é utilizada, a aproximação de estado estacionário a partir de uma condição inicial seria idêntica a um transitório da planta partindo dessa condição inicial. Pressões, densidades e distribuições de fluxo serão ajustadas rapidamente, mas os efeitos térmicos ocorrem mais lentamente.

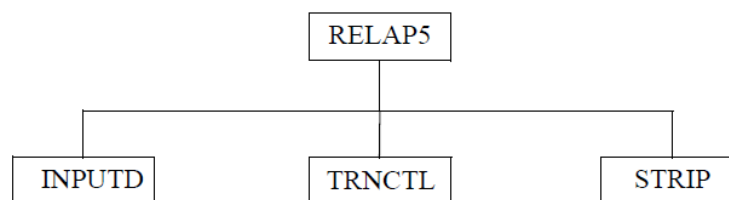


Figura 2.5: Estrutura do código. Fonte [5].

O bloco STRIP extrai dados específicos da simulação conforme requerido pelo usuário. É muito útil quando uma quantidade muito grande de dados é gerada.

2.5.5 Processamento da Entrada de RELAP5

O código RELAP5 fornece uma detalhada verificação do modelo de entrada usando três fases de processamento. A primeira delas lê todos os dados de entrada, verifica erros tais como de pontuação decimal e de digitação. Uma lista dos dados de entrada é fornecida e os erros, se existirem, são apontados.

Durante a segunda fase, se o problema for do tipo RESTART, os dados de entrada provenientes de uma prévia simulação são lidos, e todos os dados da entrada são também processados. Em um problema do tipo NEW, blocos dinâmicos devem ser criados. Em problemas do tipo RESTART, blocos dinâmicos podem ser criados, cancelados, adicionados, parcialmente cancelados ou modificados.

A terceira fase de processamento tem início depois que todos os dados de entrada tenham sido processados. Desde que todos os dados tenham sido colocados em blocos de dados fixos ou dinâmicos durante a segunda fase, uma completa verificação de inter-relações pode então ser processada. Exemplos de verificações cruzadas são: existência de volumes hidrodinâmicos referidos em estruturas de calor e existência das propriedades dos materiais especificados nas estruturas de calor. Após essas verificações cruzadas, são realizadas ligações entre os blocos de dados tal que não necessitem serem repetidos em todos os intervalos de tempo.

A edição dos dados de entrada e as mensagens de erros podem ser geradas durante a segunda e/ou terceira fases. O processamento da entrada e as mensagens de erro são escritos em uma saída (*output*) durante essas fases [5].

2.5.6 Considerações Gerais no Cálculo de Transitório

Na Figura 2.6 é mostrado o diagrama estrutural e modular para os cálculos de transitório. A sub-rotina TRNCTL consiste simplesmente na unidade lógica que chama as rotinas subsequentes. A sub-rotina TRNSET realiza verificações cruzadas finais das informações dos dados dos blocos, estabelece variáveis para controlar a matriz-solução, cria um espaço de trabalho e retorna sem a necessidade de utilização de memória no computador [5].

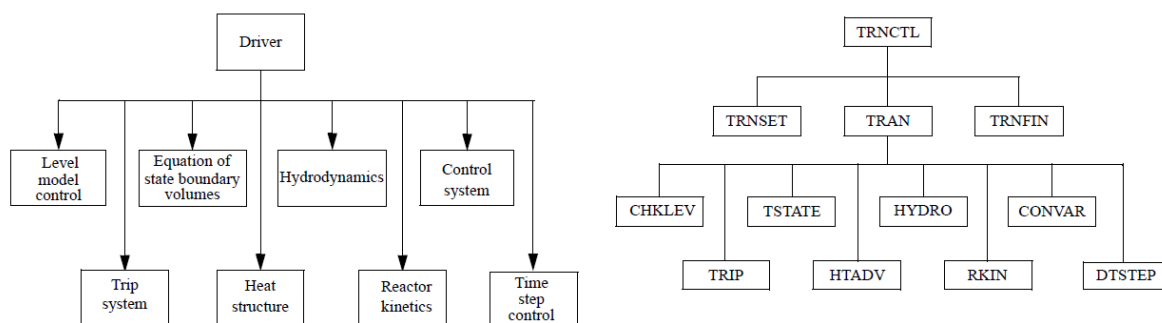


Figura 2.6: Diagrama estrutural e modular para os cálculos de transitórios com o código RELAP5 [5].

A sub-rotina TRAN controla o progresso dos cálculos de transitório. Praticamente todo o tempo de execução do cálculo é gasto nesse bloco que é o que mais demanda área de memória. Todos os blocos de dados devem estar na memória central e a memória requerida para dados é alta. Quando as etapas de cálculo de transitório terminam, a sub-rotina TRFIN libera espaço na memória (desconsiderando os blocos que não são mais necessários).

Os próximos módulos de funções são aqueles guiados pelo bloco TRAN. O módulo de controle do intervalo de tempo DTSTEP determina o tamanho do intervalo de tempo de cálculo, controla a edição da saída, e determina se o cálculo deve ser terminado.

O módulo TRIP avalia os avanços lógicos. Cada avanço é simplesmente o estabelecimento de “falso” ou “verdadeiro”. A decisão sobre qual ação é necessária está dentro de outros módulos. Por exemplo, componentes do tipo válvula são comandados para abrir ou fechar de acordo com o que está estabelecido no módulo *trip* da válvula; componentes do tipo bomba recebem comando do teste *trip* para ter ou não a energia elétrica cortada.

O módulo de equação de estado de volume, TSTATE, calcula o estado termodinâmico do fluido em cada volume hidrodinâmico dependente do tempo. Esta sub-rotina também calcula velocidades para junções dependentes do tempo.

O módulo de estrutura de calor HTADV fornece soluções de condução/transferência de calor. Ele calcula o calor transferido através dos contornos sólidos dos volumes hidrodinâmicos. O módulo hidrodinâmico, HYDRO, fornece a solução hidrodinâmica. O módulo RKIN informa sobre a neutrônica do reator calculada pelo código. O módulo avalia o comportamento da potência em um reator nuclear usando aproximações independentes do espaço ou cinética pontual, a qual assume que a potência pode ser separada dentro das funções espaço e tempo.

O módulo de sistema de controle CONVAR possibilita a simulação dos sistemas de controle tipicamente usados em sistemas hidrodinâmicos. Consiste de vários tipos de componentes de controle. Cada componente define uma variável de controle com uma função específica no tempo.

CAPÍTULO 3

EVENTOS ESTUDADOS E MODELO TERMO-HIDRÁULICO

Neste capítulo o reator Angra 2 será brevemente caracterizado. Além disso, os acidentes analisados no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 (FSAR - *Final Safety Analysis Report*) [31], e o modelo termo-hidráulico desenvolvido no presente estudo também são descritos.

3.1 Descrição da Central Nuclear Angra 2

Em junho de 1975, foi assinado um acordo de cooperação para o uso pacífico da energia nuclear entre o Brasil e a República Federal da Alemanha. Sob esse acordo o Brasil realizou a aquisição de duas usinas nucleares, Angra 2 e 3, da empresa alemã Siemens/KWU, atualmente Areva ANP. A Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - Unidade 2 está localizada na costa sul do oceano Atlântico na Baía Itaorna no extremo oeste do Estado do Rio de Janeiro. Situa-se entre a Serra do Mar e Baía da Ilha Grande na região de Angra dos Reis.

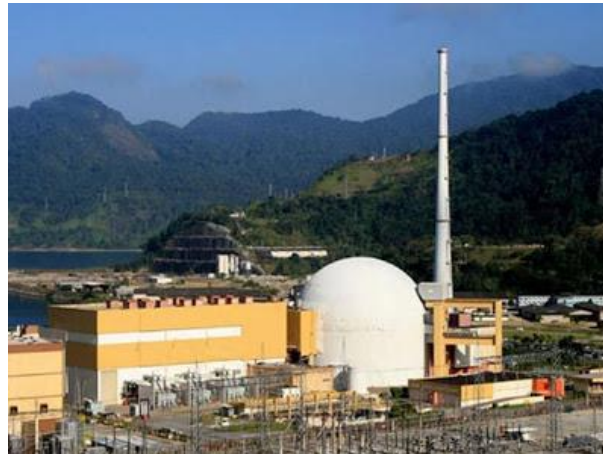


Figura 3.1: Vista panorâmica da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unidade 2 [32].

A segunda usina nuclear brasileira começou a operar comercialmente em 2001 e está equipada com um reator nuclear PWR com potência térmica de 3771,0 MW [32]. O desempenho da usina tem sido exemplar desde o início. A entrada em operação permitiu economizar água dos

reservatórios das hidrelétricas brasileiras, especialmente na região Sudeste, maior centro de consumo do país.

Angra 2 pertence à família de 1300 MWe Siemens/KWU PWR, com sistemas de segurança redundantes 4 x 50%, com a conseqüente separação física. A planta tem também um alto grau de automação dos sistemas de controle do reator, limitação e proteção, em conformidade com a regra de não intervenção de 30 minutos e um sistema de alimentação de emergência muito confiável, que consiste em dois conjuntos independentes de quatro geradores a diesel. Em um edifício separado, completamente protegido, está a Sala de Controle de Emergência e os suprimentos de água e energia (baterias e segundo conjunto de geradores a diesel) necessários para desligar e manter a refrigeração da planta, no caso de desastres naturais ou ações humanas.

Algumas das principais características técnicas do reator de Angra 2 são mostradas na Tabela 3.1 de acordo com o documento FSAR [31].

3.2 Transitórios Analisados

Como já foi dito anteriormente, o principal objetivo deste trabalho é utilizar o código RELAP5-3D para modelar e estudar o comportamento do reator Angra 2 durante operação em estado estacionário e transitório. Neste trabalho, partindo da descrição de acidentes do FSAR, foram estudados casos de diminuição da vazão pelo primário devido à parada súbita (*trip*) de uma ou mais bombas de refrigeração e perda de refrigerante por pequena ruptura no vaso de pressão (ver ANEXO I).

3.2.1 Parada Súbita de uma ou Múltiplas Bombas

Perda de uma ou mais bombas de refrigeração reduz a vazão de refrigerante embora a potência do reator primeiramente permaneça quase inalterada. Ações específicas para esses eventos, tais como redução da potência do reator pela queda das barras de controle evita condições inaceitáveis de operação da usina [31].

Cada bomba de refrigeração do reator é completamente independente em relação ao fornecimento de fluidos auxiliares (água de selagem, lubrificantes) e energia elétrica, sendo alimentadas a partir de distribuidores separados. Portanto, quaisquer interrupções no fornecimento de fluido auxiliar e falhas no funcionamento do distribuidor de energia podem causar apenas a falha de uma bomba. A falha simultânea de mais do que uma bomba exigiria que acontecessem anomalias em mais de um subsistema independente ao mesmo tempo. A probabilidade deste tipo de ocorrência é muito baixa.

Tabela 3.1: Especificações técnicas do reator nuclear Angra 2.

Núcleo do Reator	
Tipo de Reator	PWR
Potência Térmica (MW)	3771,0
Pressão de Trabalho (MPa)	15,8
Temperatura de Entrada do Refrigerante (°C)	291,3
Temperatura de Saída do Refrigerante (°C)	326,1
Temperatura Média no Revestimento (°C)	345,0
Aumento médio de Temperatura no Canal (°C)	34,8
Altura média do Núcleo Ativo (m)	3,916
Diâmetro do Núcleo (m)	3,624
Área total de Vazão do Núcleo (m ²)	5,588
Vazão Total pelo Núcleo (kg/s)	17672,0
Tipo de Arranjo	16 x 16
Número de Elementos	193
Número de Varetas combustíveis por Elemento	236
Número de Tubos Guia	20
Massa de UO ₂ por Elemento (kg)	616
Vareta Combustível	
Raio Externo da Vareta (mm)	6,911
Raio Interno da Vareta (mm)	6,210
Barra de Controle	
Absorvedor de Nêutrons	Ag-In-Cd
Raio Interno do Revestimento (mm)	4,480
Raio Externo do Revestimento (mm)	5,1
Material do Revestimento	Aço 4541
Gerador de Vapor	
Total de Geradores	4
Energia Transferida por Gerador de Vapor (MW)	945,5
Bombas de Refrigeração	
Total de Bombas	4
Vazão (kg/s)	4700
Velocidade (min ⁻¹)	1190
Volume de Água (m ³)	3,35

A única causa possível de falha de todas as bombas é a perda simultânea de energia local e externa. Este é o caso mais limitante de falha de todas as bombas de refrigeração do reator, como é analisado em [7] e [31]. Para este transitório, deve ser demonstrado que os seguintes critérios de aceitação são satisfeitos:

1. Temperatura do revestimento < 650 °C,
2. Não acontece fusão na linha central do combustível, temperatura < 2740 °C.

Na perda da bomba de refrigeração, a velocidade da bomba cai para um valor inferior ao valor nominal do sistema de limitação de potência. Durante o movimento por inércia da bomba, a direção o fluxo de refrigerante no circuito afetado inverte o sentido devido à pressão diferencial através do núcleo do reator gerada pelas bombas sobre os circuitos não afetados.

Neste trabalho de pesquisa, como também foi assumido no FSAR, supõe-se que não há ações específicas iniciadas quando a velocidade da bomba atinge o limite, isto é, a potência permitida do gerador e a potência do reator não são reduzidas. Devido à velocidade decrescente, o desligamento do reator é iniciado rapidamente e as variáveis do processo não alcançam condições inaceitáveis.

3.2.2 Ruptura de 20 cm² no Fundo do Vaso de Pressão

Neste trabalho também é estudado o acidente de perda de fluido refrigerante através de uma pequena ruptura de área de 20 cm² no fundo do vaso do reator. Este é outro dos acidentes expostos no FSAR da usina Angra 2. As condições iniciais e de contorno do acidente descrito são referenciadas em [31]. As condições consideradas são:

- Reator operando a 100% de potência. Esta condição difere da apresentada no FSAR, que relata uma análise a 106% de potência;
- Assumida a condição de emergência, indisponibilidade de potência interna e externa, ocorrendo no mesmo instante do desligamento do reator e do isolamento da turbina;
- Consideração do critério de falha e reparo para o gerador diesel dos circuitos 3 e 4;
- Desligamento das bombas de refrigeração do reator concomitante com a perda de potência externa.
- Critério de atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo: dois de três sinais, $P_{\text{Contenção}} > 0,103$ MPa, $P_{\text{Primário}} < 11,1$ MPa, nível do pressurizador ($N_{\text{PRZ}} < 2,28$ m;

- Critério para a injeção de água de alimentação de emergência: nível do gerador de vapor (N_{GV}) < 5 m.

No caso deste acidente é importante o fenômeno de troca de calor efetuada nos geradores de vapor através do lado primário destes componentes (tubos em “U”). Isto se deve ao fato da despressurização do primário ser mais lenta do que no caso de perda de refrigerante por grandes rupturas, o que impede uma atuação eficiente do sistema de injeção de alta pressão para resfriar o circuito primário. No caso de rupturas muito reduzidas, como é o caso do acidente aqui descrito, a atuação passiva dos acumuladores praticamente não influi no resfriamento do reator, visto que a pressão do primário para a atuação desses componentes do SREN (2,6 MPa) demora a ser alcançada, ficando estabilizada nesse valor provocando uma pequena vazão intermitente dos acumuladores. Finalmente, como a pressão do primário não atinge o valor a partir do qual a injeção de baixa pressão começa a atuar (1,0 MPa), também na fase da remoção do calor residual o papel do secundário dos geradores de vapor é importante [22, 31]. Os mesmos critérios de aceitação do acidente descritos na seção anterior devem ser observados neste acidente. Na Tabela 3.2 são relacionados os componentes considerados do SREN.

Tabela 3.2: Disponibilidade dos componentes do SREN.

Componentes do SREN	Injeção							
	Circuito 1		Circuito 2		Circuito 3		Circuito 4	
	PF	PQ	PF	PQ	PF	PQ	PF	PQ
Bomba de injeção de segurança	1	-	1	-	F	-	R	-
Acumulador	1	1	1	1	1	1	1	1
Bomba de remoção de calor residual	1		1		F		R	

PF – Perna fria

F – Falha simples no gerador a diesel

PQ – Perna quente

R – Gerador diesel parado para reparo

3.2.3 Bloqueio Total de um Canal Termo-Hidráulico no Núcleo

Durante um evento do tipo LOCA em um reator de água leve, o isolamento térmico das tubulações e outros materiais (por exemplo, revestimentos e concreto) próximos à ruptura podem ser danificados. Uma fração deste material pode ser transportada no interior da contenção pela vazão de água induzida pela ruptura e pelos *sprays* da contenção. Um conjunto de grades coletoras (*sump screens*) são normalmente instaladas na contenção para proteger os componentes

do SREN de possíveis danos induzidos por essas partículas residuais. Os restos de menor tamanho podem passar através das grades e podem ser injetados no sistema primário através do SREN, reduzindo a capacidade de arrefecimento do núcleo (*downstream effects*). A deposição desses resíduos e o acúmulo nos elementos combustíveis poderia perturbar a vazão de água de arrefecimento. O bloqueio parcial ou total do núcleo pode ocorrer e a diminuição do resfriamento poderia levar a danos estruturais.

Embora este acidente não esteja postulado no FSAR, foi incluído no presente trabalho, pois constitui um dos acidentes mais graves que pode ocorrer durante o tempo de operação de um reator LWR [33]. Além disso, os estudos relacionados com esse tipo de evento são limitados na literatura científica aberta.

3.3 Modelo Termo-Hidráulico do Reator Nuclear

A nodalização feita no RELAP5-3D 3.0.0 para a modelagem termo-hidráulica do reator Angra 2 é mostrada na Figura 3.2. Os circuitos identificados com os números 1, 2, 3 e 4 foram simulados independentemente para explicar a assimetria do fluxo durante as fases da injeção.

Todos os componentes hidrodinâmicos são identificados por um código de três dígitos com o número inicial identificando o circuito. As seções que se seguem fornecem uma descrição detalhada dos principais componentes do sistema e as técnicas adaptadas para modelar partes específicas da planta. Os valores de dimensões geométricas e condições iniciais são informações de propriedade da usina nuclear utilizados como referência.

3.3.1 Vaso de Pressão do Reator

A nodalização do vaso de pressão do reator é mostrada na Figura 3.3. As pernas-frias estão ligadas ao componente (500) que por sua vez está ligado ao volume superior do *downcomer* (510). O *downcomer* é simulado por um componente anelar bidimensional e dividido em seis volumes axiais (520). O *lower plenum* é modelado com dois componentes tipos *branch*, (525) e (530). Uma consideração cuidadosa foi feita a fim de capturar corretamente as dimensões e a forma do *lower plenum* usando o aumento da área de seção transversal na direção axial. O canal de entrada do núcleo é constituído por três componentes do tipo *branch* (540, 535 e 536) e dividem a vazão de acordo com o *bypass* e o canal quente do núcleo. O *bypass* (550) é modelado usando um componente do tipo *pipe* com 34 volumes axiais. A água é distribuída para quatro pernas-quentes através de um componente *branch* (575). A cúpula superior do vaso consiste em um componente *branch* (580).

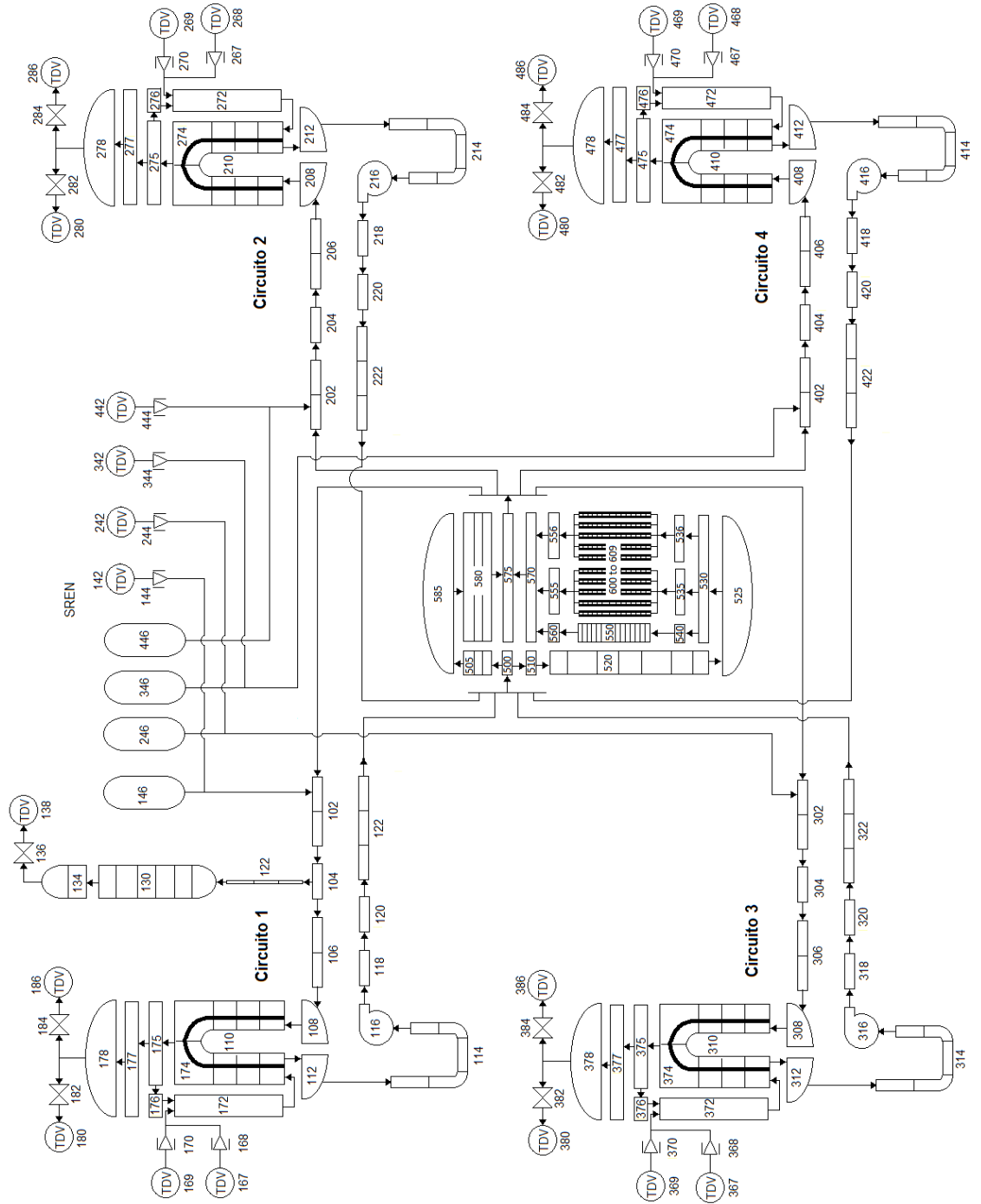


Figura 3.2: Diagrama de nodalização do reator Angra 2

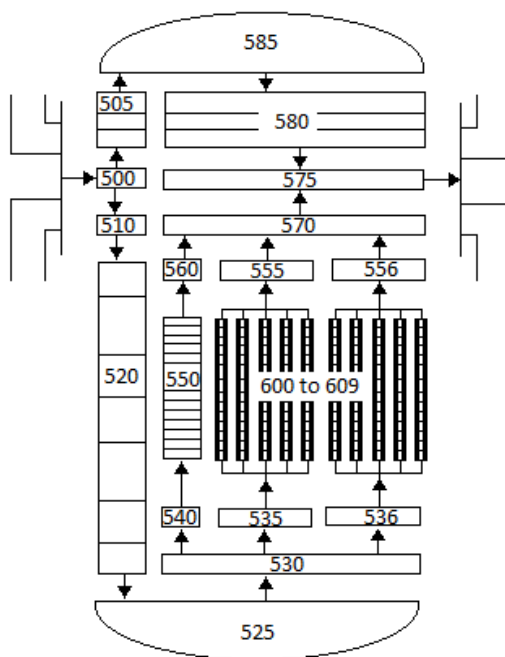


Figura 3.3: Diagrama de nodalização do vaso de pressão do reator.

Na seguinte tabela são mostrados alguns parâmetros geométricos utilizados para desenvolver a nodalização do vaso de pressão. Em todo o modelo foi usado um coeficiente genérico de rugosidade da parede igual a $1,5 \times 10^{-4}$ m.

Tabela 3.3: Parâmetros geométricos usados na nodalização do vaso de pressão.

Componente	Tipo	Volume (m ³)	Comprimento (m)	Área (m ²)
500	Branch	1,201	0,635	-
505	Annulus	4,6015	2,535	-
510	Branch	-	1,0401	1,7978
520	Annulus	11,7419	5,5378	-
525	Branch	7,8724	0,788	-
530	Branch	-	0,523	6,088
535, 536, 540	Branch	-	0,5699	2,794
550	Pipe	-	4,395	0,5
600 até 609	Pipe	-	4,395	0,5588
555, 556, 560	Branch	-	0,5699	2,794
570	Branch	-	0,5201	6,088
575	Branch	-	0,635	5,7118
580	Pipe	17,666	2,535	-
585	Branch	14,5265	0,68	-

Como mostrado na nodalização, o núcleo do reator foi simulado utilizando dez componentes unidimensionais do tipo *pipe* (600 – 609), todos com uma área de $0,5588 \text{ m}^2$, representando os

canais para a vazão de refrigerante. Estruturas de calor foram associadas a cada um deles. Os canais termo-hidráulicos são idênticos, assim como as estruturas de calor e foram divididos axialmente em 34 volumes. As propriedades termofísicas dos materiais das varetas de combustível foram introduzidas no código através de tabelas. Essas propriedades utilizadas para o combustível UO_2 , *gap* e revestimento de Zircaloy são mostradas na Tabela 3.4.

Tabela 3.4: Propriedades termofísicas do combustível UO_2 .

Temperatura (K)	Condutividade (W/m*K)	Temperatura (K)	Capacidade Calorífica (J/m ³ *K)
273,15	78,736	273,15	2,43e+6
373,15	7,874	400	2,75e+6
473,15	6,675	500	2,93e+6
573,15	5,733	600	3,04e+6
673,15	5,107	700	3,14e+6
773,15	4,599	800	3,18e+6
873,15	4,178	900	3,24e+6
973,15	3,833	1000	3,27e+6
1073,15	3,53	1100	3,31e+6
1173,15	3,282	1200	3,35e+6
1273,15	3,066	1300	3,38e+6
1373,15	2,872	1400	3,43e+6
1473,15	2,731	1500	3,46e+6
1573,15	2,613	1600	3,50e+6
1673,15	2,516	1700	3,58e+6
1773,15	2,462	1800	3,66e+6
1873,15	2,418	1900	3,78e+6
1973,15	2,429	2000	3,99e+6
2073,15	2,429	2100	4,17e+6
2173,15	2,429	2200	4,37e+6
2273,15	2,451	2300	4,62e+6
2373,15	2,505	2400	4,90e+6
2473,15	2,591	2500	5,21e+6
2573,15	2,688	2600	5,59e+6
2673,15	2,807	3000	7,40e+6
2773,15	2,969		
2873,15	3,142		
2973,15	3,336		
3073,15	3,561		
3173,15	3,828		
3573,15	5,224		
4873,15	14,959		

Tabela 3.5: Propriedades termofísicas do *gap*.

Temperatura (K)	Condutividade (W/m*K)	Temperatura (K)	Capacidade Calorífica (J/m ³ *K)
273,15	0,36672538	273,15	5,4
3000	0,36672538	3273,15	5,4

Tabela 3.6: Propriedades termofísicas do revestimento de Zircaloy.

Temperatura (K)	Condutividade (W/m*K)	Temperatura (K)	Capacidade Calorífica (J/m ³ *K)
273,15	13,6	273,15	1,88e+6
373,15	14,1	573,15	2,08e+6
473,15	14,8	773,15	2,21e+6
573,15	15,8	903,15	2,29e+6
673,15	16,9	923,15	2,38e+6
773,15	18,1	1083,15	2,38e+6
873,15	19,5	1103,15	3,63e+6
973,15	21,1	1123,15	4,46e+6
1073,15	22,8	1143,15	4,95e+6
1173,15	24,6	1163,15	5,12e+6
1273,15	26,8	1183,15	4,95e+6
1373,15	29,2	1203,15	4,46e+6
1473,15	31,7	1213,15	3,36e+6
1573,15	34,4	1243,15	2,38e+6
1673,15	37,3	2073,15	2,38e+6
1773,15	40,4		

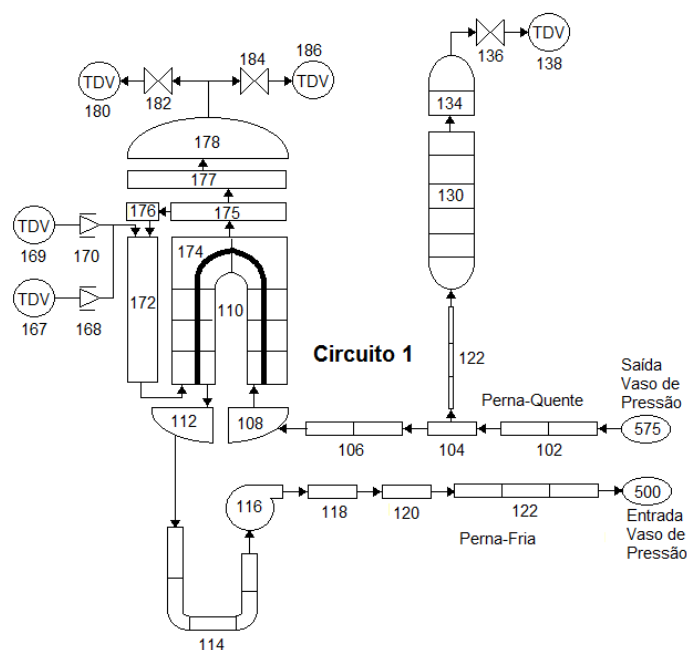
A distribuição axial de potência foi calculada considerando um perfil cosseno. A potência total do reator foi dividida entre a quantidade de canais termo-hidráulicos e igualmente distribuída em cada estrutura de calor. O modelo de cinética pontual do reator foi selecionado para modelar a energia de fissão dos nêutrons no núcleo. Fatores apropriados foram definidos para levar em conta a fração da energia térmica produzida nas barras de combustível e aquela liberada para o refrigerante. O modelo ANS79-3 foi escolhido para calcular a energia gerada pelo decaimento dos produtos de fissão. Também foi introduzida no código uma tabela relacionando a fração de nêutrons atrasados e a constante de decaimento, com valores típicos para um reator PWR (ver Tabela 3.7).

Tabela 3.7: Constantes do grupo de precursores.

Fração de Nêutrons Atrasados	Constante de Decaimento (s ⁻¹)
0,030221	0,0128
0,205212	0,0315
0,184944	0,1247
0,389432	0,3282
0,151466	1,4052
0,038726	3,8447

3.3.2 Circuitos de Refrigeração do Reator

Os quatro circuitos de refrigeração foram simulados individualmente para considerar as assimetrias nos processos termo-hidráulicos causados por uma ruptura na linha de refrigeração do reator ou para diferentes configurações do sistema de resfriamento do núcleo. Os *loops* foram modelados simetricamente, exceto pela diferença devido à localização do pressurizador no Circuito 1. Na Figura 3.4 é apresentada a nodalização deste circuito de refrigeração.

**Figura 3.4:** Diagrama de nodalização do Circuito 1.

As bombas de recirculação foram simuladas utilizando o componente *pump* do RELAP5-3D e considerando os dados do FSAR. Na Tabela 3.8 são mostradas algumas das características de trabalho da bomba. Devido à falta de dados para a construção das curvas características das bombas, foram utilizadas as curvas disponíveis no RELAP5-3D 3.0.0, as quais descrevem as bombas de um reator típico da *Westinghouse*.

Tabela 3.8: Parâmetros de operação das bombas de recirculação.

Parâmetro	Valor
Incremento de pressão	6,5 MPa
Temperatura de trabalho	291,3 °C
Diâmetro interno de entrada e saída	0,750 m
Velocidade angular	124,62 rad/s
Volume de água	3,35 m ³
Vazão volumétrica	6,31 m ³ /s

O pressurizador tem oito volumes e é conectado com o Circuito 1 por meio da linha de distribuição (três zonas). No momento inicial, seis volumes estão cheios de água e os outros dois com vapor. O componente 136, a válvula de alívio, protege o pressurizador contra o excesso de pressão. Se a pressão aumenta muito, a válvula abre automaticamente para descarregar fluido a partir do pressurizador para o tanque de alívio. Uma vez que a pressão cai suficientemente, a válvula de descarga fecha-se automaticamente. No pressurizador não são simulados os aquecedores elétricos, pois a operação deles não é necessária nas circunstâncias estudadas na presente dissertação. Essa é uma das limitações deste modelo, pois a presença dos aquecedores permitiria uma descrição mais detalhada do funcionamento do pressurizador para determinadas situações de operação do reator.

A entrada e saída no lado primário dos geradores de vapor são modeladas usando *branch* (N08 & N12)², que estão ligadas às pernas quente e fria, respectivamente. Um componente *pipe* (N10) é usado para representar o número agrupado de tubos do gerador de vapor. A mudança na elevação dos volumes é estabelecida de acordo com as especificações da planta. O lado secundário contém a porção da carcaça do trocador calor (N74), o separador (N75), e a cúpula de vapor (N77 & N78). Cada gerador tem um sistema principal (N69 & N70) e auxiliar (N67 & N68) de água de alimentação, representados por um componente do tipo *time-dependent volume* (TDV) que impõe as condições de contorno da água injetada (temperatura e pressão), e um componente do tipo *time-dependent junction* (TDJ) para impor condições de contorno da vazão. Neste trabalho, a linha de vapor não foi modelada porque durante os cálculos iniciais de estado estacionário, o TDV (N80) é utilizado para fixar a pressão do sistema secundário, a fim de atingir a temperatura média do fluido de arrefecimento primário. Uma estrutura de calor foi definida para simular a parede dos tubos do gerador de vapor. Tal estrutura de calor está ligada a N10 (fronteira esquerda) e N74 (fronteira direita). A válvula de alívio principal (N84) de vapor é modelada por um componente do tipo *trip valve*.

² A letra “N” é usada para identificar os quatro circuitos de refrigeração.

A energia de cada gerador de vapor é 945,5 MW. Essa energia é transferida do refrigerante na parte primária à água de alimentação na parte secundária, gerando 513,9 kg/s de vapor saturado a uma temperatura de 280,3 °C. O volume de água no lado primário de cada gerador de vapor é 36,8 m³ e a vazão de refrigerante é 4700 kg/s, com uma temperatura na entrada de 326,1 °C e de saída 291,1 °C. A queda de pressão na parte primária do gerador é aproximadamente 0,23 MPa.

O Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo é também modelado, incluindo acumuladores (N46) e bombas de injeção de segurança (N42 e N44). As bombas de segurança são simuladas com componentes do tipo TDV e TDJ. O volume total de cada acumulador é 45 m³, com 11 m³ cheios de gás nitrogênio a uma pressão de 2,6 MPa. Caso seja necessário, as bombas de injeção incorporam ao sistema 62,5 kg/s de água.

3.3.3 Metodologia Adotada para a Simulação de Acidentes

A técnica usada para modelar a ruptura no vaso de pressão é a proposta nos manuais de usuário do RELAP5-3D 3.0.0. Um componente do tipo *trip valve* com área de 20 cm² foi usado para modelar a ruptura, permanecendo fechado durante o estado estacionário e abrindo no momento inicial do acidente. Essa válvula foi ligada à parte inferior do vaso de pressão como é mostrado na Figura 3.5. A opção *abrupt area change* (variação abrupta de área) foi habilitada no código para considerar as perdas de pressão adicionais devido à contração súbita e ampliação do fluxo no intervalo. Um componente TDV, ligado com a válvula, foi usado para simular a pressão na contenção.

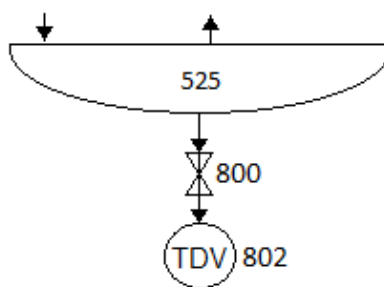


Figura 3.5: Diagrama de nodalização da ruptura.

Para simular o transitório de bloqueio total de um canal termo-hidráulico, em um único elemento combustível, a nodalização do núcleo foi modificada. Inicialmente, o núcleo do reator foi dividido em dez canais que representam os 193 elementos de combustível. Na nodalização modificada, o componente 609 foi separado em dois novos componentes (609 e 610). O componente 610 representa um elemento combustível. A potência total foi dividida igualmente

entre todos os canais termo-hidráulicos, de acordo com o número de elementos combustíveis por canal. O canal escolhido para ser bloqueado (componente 610) tem a potência média para um elemento. A seleção deste elemento combustível é arbitrária, representando a posição na qual todas as condições não favoráveis são postuladas. A situação não é a mesma em uma reconstrução 3D do núcleo, na qual a posição do elemento combustível é importante e o seu impacto na evolução transitória pode ser significativa, como é explicado em [34]. Os outros dez componentes representam os restantes 192 elementos combustíveis.

Um componente do tipo *trip valve* (válvula 700) foi adicionado à entrada do canal para modelar o bloqueio. A obstrução pode ser simulada mudando a condição da válvula de "aberta" para "fechada" no tempo. Foram estudados dois casos deste evento. Primeiro, o fluxo cruzado entre os canais paralelos é negligenciado e, em segundo caso, o fluxo cruzado é considerado. Neste caso, os componentes têm seus volumes conectados através de *single-junctions* (linhas vermelhas, como mostrado na Figura 3.6). Para ambos os casos, o desligamento do reator nuclear não foi considerado, seguindo a mesma metodologia adotada em [35, 36].

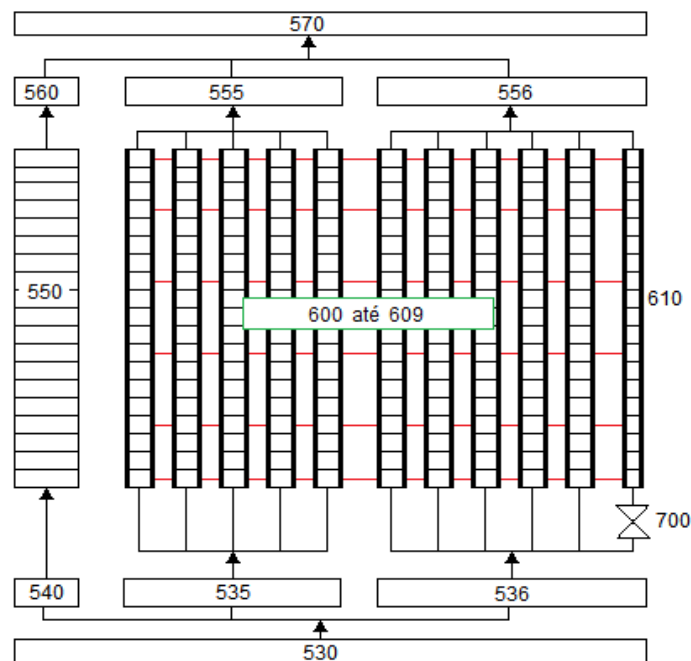


Figura 3.6: Diagrama de nodalização do núcleo do reator com bloqueio do canal.

CAPÍTULO 4

RESULTADOS

Na verificação da nodalização do RELAP5 deve-se demonstrar que o modelo reproduz as condições de operação do estado estacionário para o reator Angra 2 com margens aceitáveis. Um aspecto importante para a verificação da nodalização é que ela deve ter fidelidade geométrica com o sistema, reproduzir as condições medidas para o estado estacionário do mesmo, e reproduzir satisfatoriamente as condições de evolução no tempo [37, 38]. Entretanto, algumas vezes, a nodalização pode não ser adequada para simular outras situações, sendo necessárias modificações do modelo e uma nova verificação.

4.1 Cálculos do Estado Estacionário

O cálculo do estado estacionário no código RELAP5 foi feito com o reator operando a 3771 MWt. Os parâmetros termo-hidráulicos calculados foram comparados com os valores nominais da usina e são mostrados na Tabela 4.1.

Os resultados mostram boa concordância com os dados de referência e os erros calculados estão em correspondência com os critérios usuais de previsão do estado estacionário que têm sido adotados [38, 39]. Isto significa que o modelo reproduz com boa aproximação o comportamento termo-hidráulico do reator.

Na maioria dos modelos de cálculos, 200 segundos de transitório nulo é tipicamente um tempo suficiente para alcançar condições de estado estacionário estáveis [31, 39]. O comportamento dinâmico do modelo é satisfatório e os valores de equilíbrio foram alcançados, ou a sua taxa de variação é pequena após os primeiros 200 segundos de simulação. As evoluções temporais da temperatura e a pressão do fluido de arrefecimento na entrada e saída do vaso de pressão são mostradas na Figura 4.1. Como pode ser verificado, as temperaturas alcançam condições estáveis em aproximadamente 50 segundos de cálculo. Desta figura também é possível concluir que a queda de pressão no vaso, prevista com o código, é de aproximadamente 0,6 MPa.

Tabela 4.1: Comparação entre os valores de referência e os calculados com RELAP5-3D 3.0.0 para a potência do reator de 3771 MWt.

Parâmetro	Valor Nominal	RELAP5-3D	Erro
<i>Lado do Sistema de Refrigeração</i>			
Temperatura do refrigerante			
- Entrada vaso de pressão	292,1 °C	293,45 °C	0,46%
- Saída vaso de pressão	326,1 °C	328,40 °C	0,71%
Pressão do refrigerante			
- Entrada vaso de pressão	16,05 MPa	16,19 MPa	0,87%
- Saída vaso de pressão	15,70 MPa	15,59 MPa	0,7%
<i>Vazão de Refrigerante</i>			
- Vazão por circuito	4700 kg/s	4675,28 kg/s	0,53%
- Vazão pelo vaso de pressão	18800 kg/s	18701,23 kg/s	0,53%
<i>Lado Secundário</i>			
Pressão na saída do gerador de vapor	6,29 MPa	6,25 MPa	0,64%
Temperatura da água de alimentação	218,9 °C	217,85 °C	0,48%
Vazão de vapor	2068,4 kg/s	2086,00 kg/s	0,85%

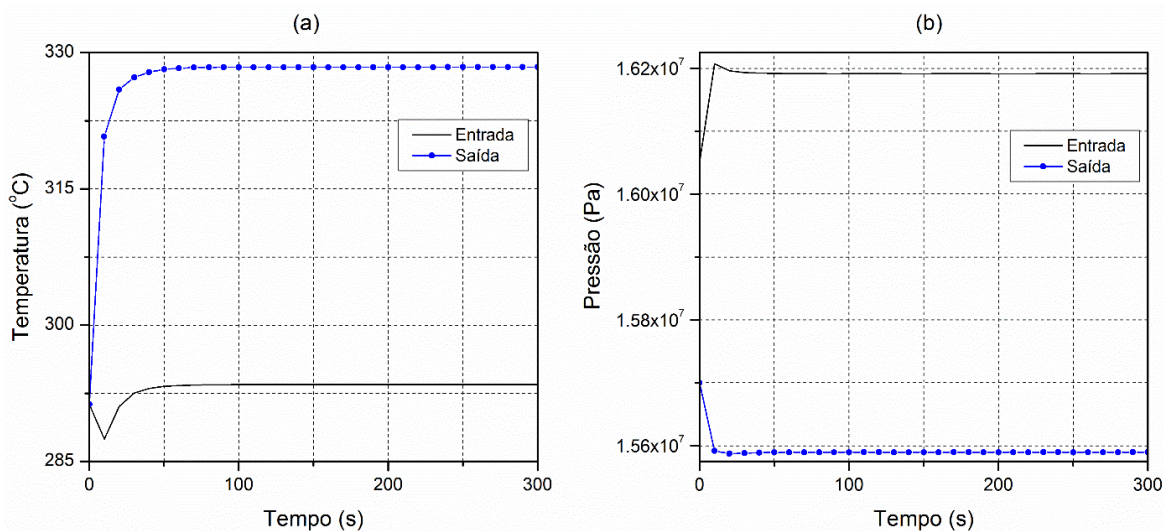


Figura 4.1: Temperatura (a) e pressão (b) do refrigerante na entrada e saída do vaso de pressão calculadas com o código RELAP5-3D.

Em adição, na Figura 4.2 são apresentadas as evoluções temporais da temperatura na linha central do combustível e no revestimento na estrutura de calor número 603, associada ao canal termo-hidráulico 603, à meia altura (nível axial 17). A estrutura 603 foi escolhida aleatoriamente, pois todas as estruturas apresentam o mesmo comportamento, já que possuem a

mesma distribuição de potência. Como pode ser verificado, estas temperaturas são completamente estáveis e estão dentro dos limites esperados [31].

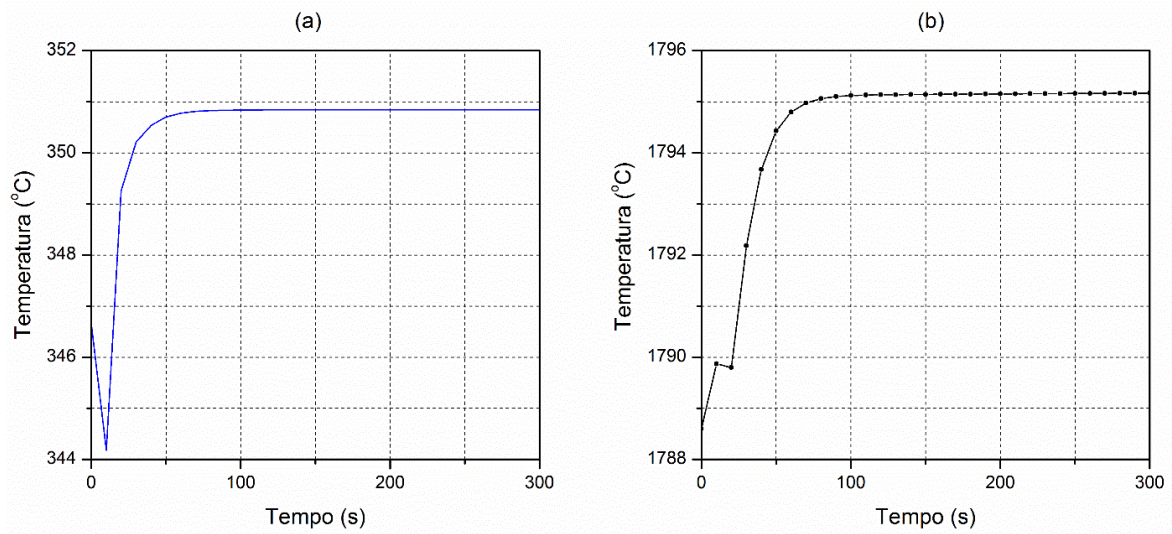


Figura 4.2: Temperatura no revestimento (a) e no centro do combustível (b) do canal 603.

Da mesma forma que para a distribuição axial de potência, a distribuição axial de temperatura na vareta combustível segue o perfil em forma de cosseno, alcançando temperaturas mais altas na parte central da vareta conforme demonstrado na Figura 4.3. Como era de se esperar, a temperatura da água de refrigeração nos canais termo-hidráulicos cresce aproximadamente linearmente à medida que o fluido avança ao longo do comprimento aquecido. Os resultados estão em concordância com as previsões teóricas [15, 31].

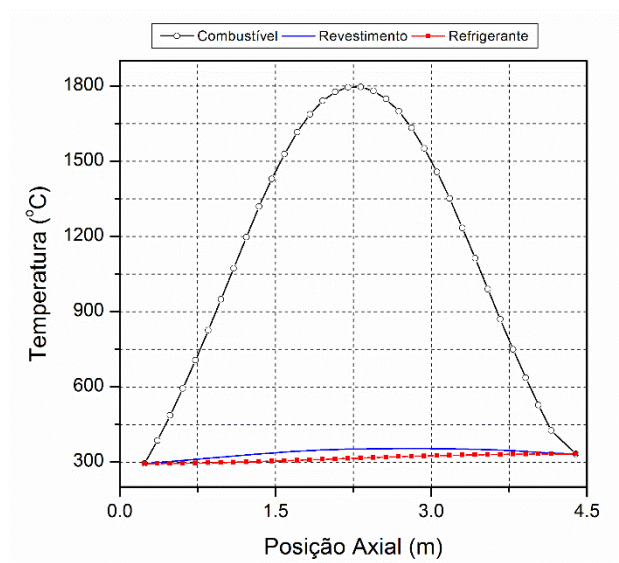


Figura 4.3: Distribuição axial de temperatura no combustível, revestimento e refrigerante.

4.2 Cálculos de Transitório: Parada Súbita de uma ou Múltiplas Bombas

Depois de atingidos os valores estáveis do estado estacionário, foram realizados estudos de transitórios para avaliar o modelo durante condições específicas de operação. O primeiro transitório estudado foi o comportamento do reator quando acontece a parada súbita de uma ou múltiplas bombas de refrigeração. Dois casos foram analisados:

- Caso A: parada súbita sem desligamento do reator,
- Caso B: parada súbita com desligamento do reator.

O *trip* da bomba (216) foi ativado após 350 segundos de cálculo e permanecendo desta forma até o final da simulação. A parada de várias bombas está relacionada ao *trip* simultâneo das quatro bombas de refrigeração devido à perda coincidente de energia local e externa, semelhante ao sucedido na usina nuclear de Fukushima. No arquivo de entrada fornecido, o sinal que inicia a desaceleração da bomba (com duração de aproximadamente um minuto) foi estabelecido em um tempo de cálculo predeterminedo. A partir deste momento a velocidade da bomba foi controlada através de uma tabela de velocidade e tempo. O Caso A é um caso extremo de transitório, porque os sistemas de segurança não são simulados e não é considerado o *scram* do reator. Na Figura 4.4, a evolução temporal da temperatura na linha central do combustível e a pressão no pressurizador antes e depois do acidente são mostradas. Como não há atuação dos sistemas de segurança durante o transitório, a temperatura e pressão atingem valores muito altos e põem em risco a operação segura do reator.

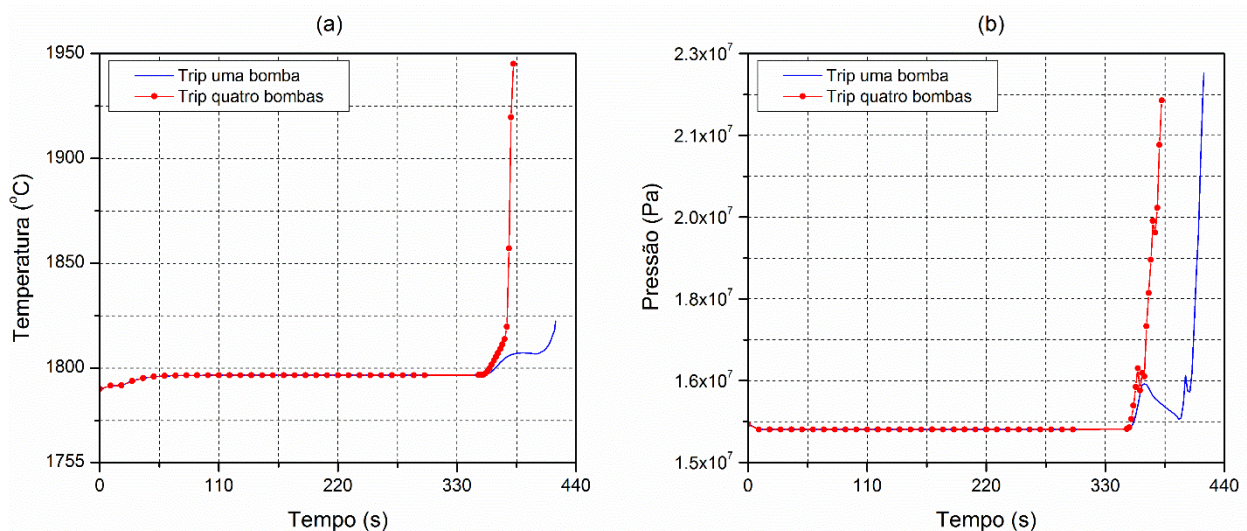


Figura 4.4: Evolução temporal da temperatura na linha central do combustível (a) e da pressão no pressurizador (b).

Se ações específicas fossem consideradas quando a velocidade da bomba diminui, como a redução da potência do reator por queda de barras de controle, o *trip* de uma bomba não deveria levar a condições inaceitáveis de operação. Neste caso, o estado de equilíbrio estável é alcançado em outro nível de potência. Para o *trip* das quatro bombas, o desligamento do reator é iminente. Pode-se observar na figura anterior, 4.4, que o aumento de temperatura e pressão é mais rápido quando ocorre a parada das quatro bombas, o que concorda com as previsões.

No Caso B, após os sistemas de controle determinarem o sinal “velocidade da bomba < 94% e potência do reator > 70%”, o *scram* do reator é iniciado imediatamente. O critério que inicia o desligamento do reator é estabelecido no FSAR. O evento ocorreu e, posteriormente, foi observado até 1200 segundos. Na Figura 4.5 é mostrada a evolução temporal da velocidade das bombas durante o *trip*. Os resultados foram comparados com simulações apresentadas no FSAR e mostraram comportamento semelhante.

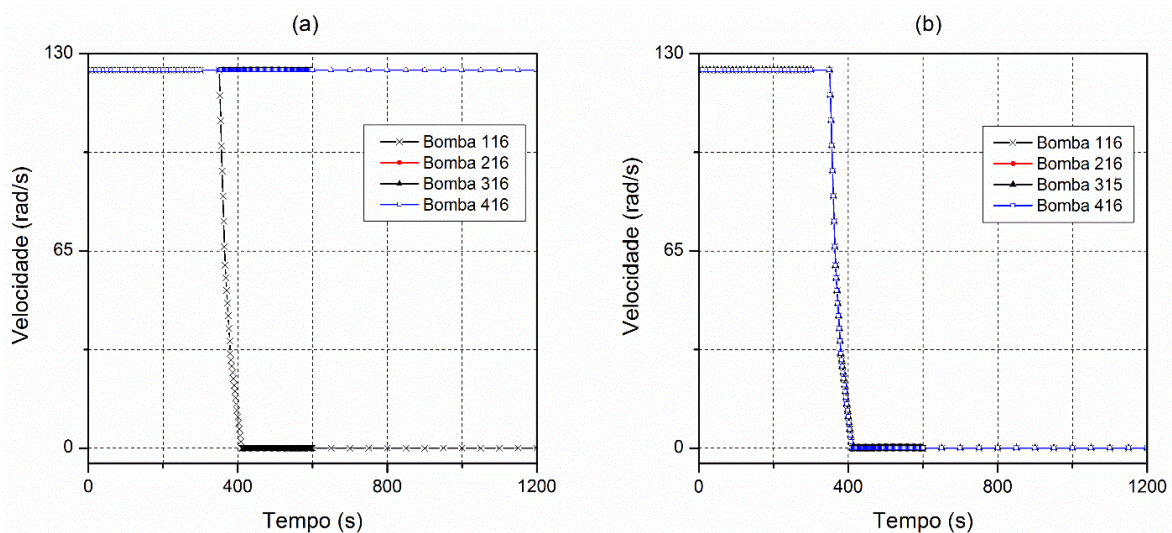


Figura 4.5: Evolução temporal da velocidade durante a parada de uma (a) ou várias bombas (b).

Na Figura 4.6 é apresentada a evolução temporal da vazão de refrigerante pelo circuito primário e a potência do reator, antes e depois da parada das bombas. Na parte esquerda dessa figura é possível verificar que a vazão mássica é maior quando ocorre a parada de uma bomba. Durante o *trip* dessa bomba, as outras três bombas continuam trabalhando normalmente e, portanto, podem garantir a injeção de água necessária para manter a refrigeração do núcleo. Quando o *trip* acontece nas quatro bombas, a quantidade de água injetada é muito pequena e, deste modo, o desligamento do reator é essencial.

A redução da potência causa a queda da pressão e da temperatura do refrigerante. Como a pressão diminui, a temperatura atinge um novo valor, próximo à temperatura de saturação, e fica estabilizada nesse valor como pode ser verificado na Figura 4.7.

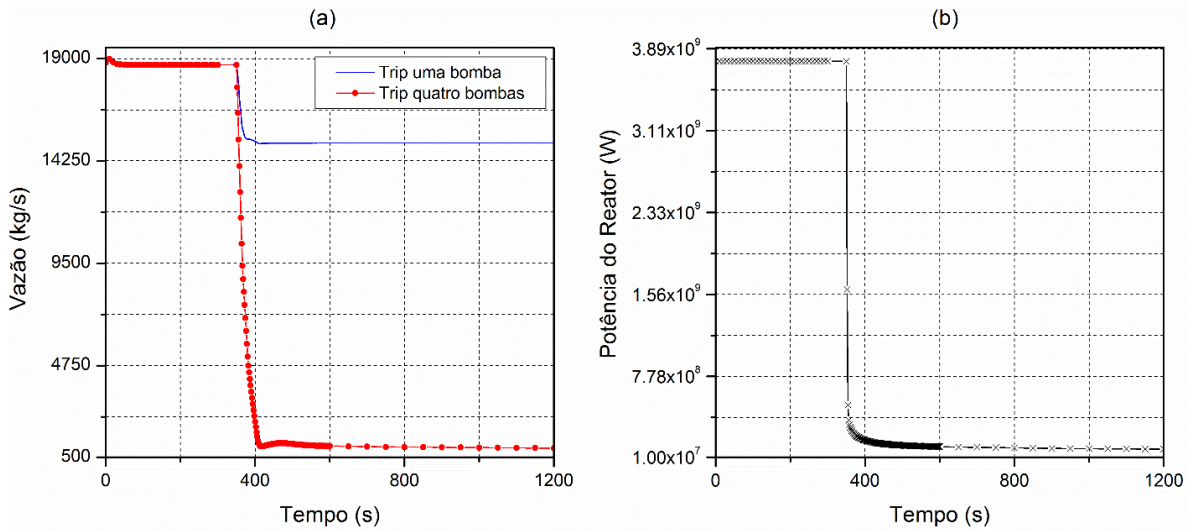


Figura 4.6: Vazão de fluido refrigerante pelo circuito primário (a) e potência total do reator (b).

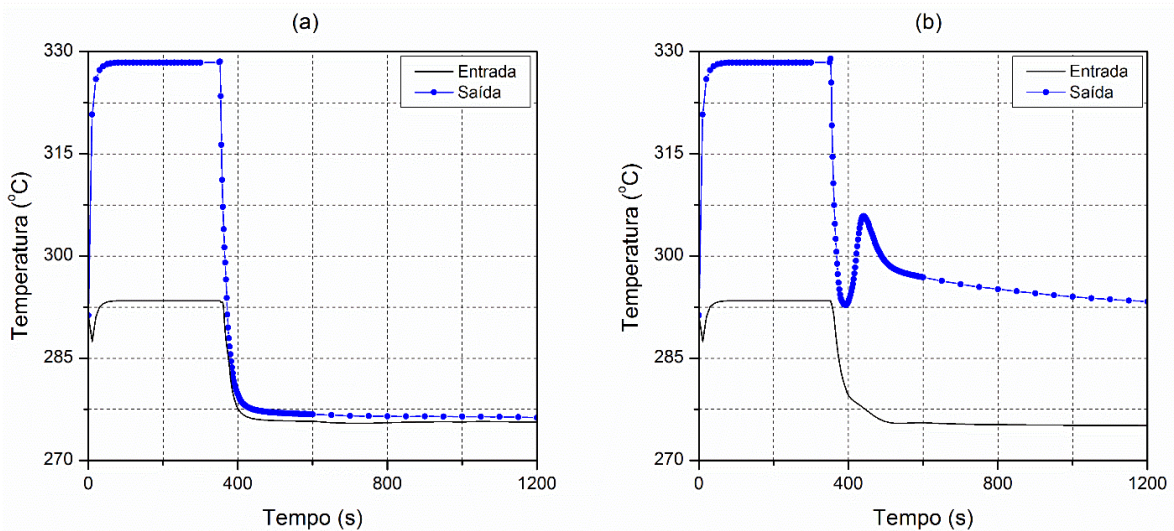


Figura 4.7: Evolução temporal da temperatura do fluido refrigerante na entrada e saída do vaso de pressão para o *trip* de uma bomba (a) e das quatro bombas (b).

Como é possível observar na Figura 4.8 (a), o nível de água na parte secundária do gerador de vapor 2 aumenta após o *trip* da bomba. Entretanto, o nível dos outros três geradores sobe, mas depois de um tempo atingem valores quase estáveis mantendo constante a troca de calor entre as partes primárias e secundárias do reator e, portanto, garantindo a arrefecimento do núcleo. O

nível de água na parte secundária do mesmo gerador de vapor, para o *trip* das quatro bombas, é apresentado na Figura 4.8 (b).

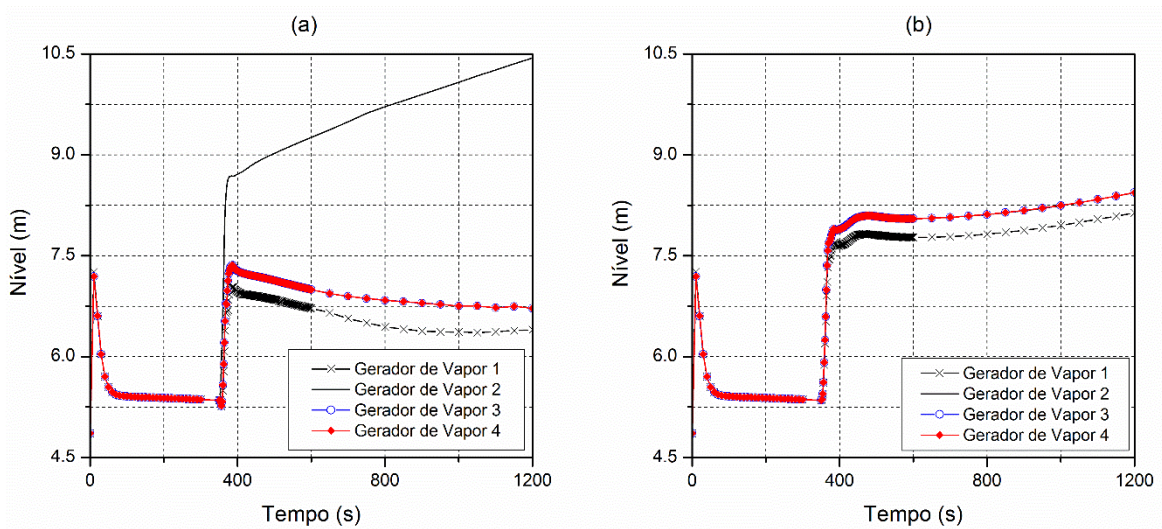


Figura 4.8: Nível de água nos geradores de vapor antes e depois do *trip* de uma (a) e das quatro bombas (b).

Na Figura 4.9 é apresentada a temperatura do revestimento em três níveis axiais na estrutura de calor 603, a qual foi selecionada aleatoriamente, pois a distribuição de potência é a mesma para todas as estruturas. Pode ser observado que a temperatura permanece menor que $650\text{ }^{\circ}\text{C}$ ao longo do tempo, cumprindo o critério de aceitação estabelecido para esse evento na Seção 2.2.1.

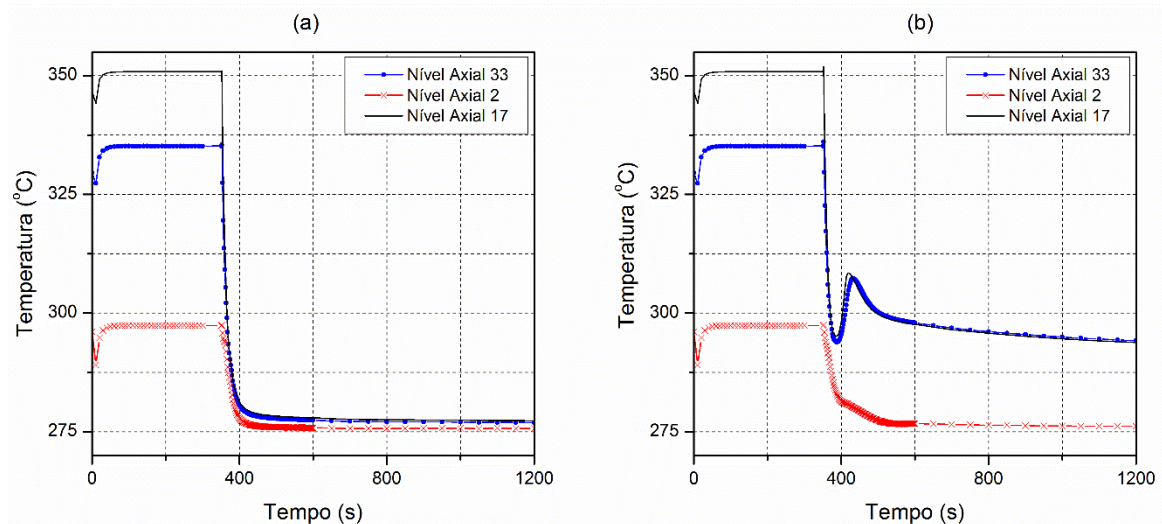


Figura 4.9: Temperatura do revestimento da vareta de combustível em três níveis axiais do canal 603 para o *trip* de uma bomba (a) e das quatro bombas (b).

Na Tabela 4.2 são mostradas as condições de operação do reator, obtidas no FSAR e com modelo de cálculo proposto, aos 900 segundos de simulação durante o *trip* de uma bomba.

Tabela 4.2: Condições de operação do reator aos 900 segundos de simulação.

Parâmetro	FSAR	RELAP5-3D
Potência do reator	3%	2,5%
Temperatura do refrigerante		
- Saída vaso de pressão Circuito 1	295,6 °C	276,46 °C
- Saída vaso de pressão Circuito 2	297,9 °C	274,84 °C
- Entrada vaso de pressão Circuito 1	296,6 °C	275,67 °C
- Entrada vaso de pressão Circuito 2	296,7 °C	275,66 °C

É importante destacar que os resultados são apresentados a título de referência e para observar o perfil fenomenológico, sem a intenção de reprodução fiel dos resultados oferecidos no FSAR. Também é preciso ressaltar que os resultados mostrados no FSAR para os transitórios estudados foram obtidos fazendo simulações do acidente com o código SRELAP, desenvolvido pela *Siemens* a partir da versão RELAP5/MOD2 [31]. Além disso, a nodalização utilizada no FSAR é muito mais detalhada que a apresentada aqui, incluindo maior quantidade de dispositivos e sistemas de segurança e controle.

4.3 Cálculos de Transitório: Ruptura de 20 cm² no Fundo do Vaso de Pressão

O segundo acidente analisado é a ruptura de 20 cm² de área na parte inferior do vaso de pressão do reator. Este evento entra na categoria de SBLOCA no qual o lado secundário é sempre necessário para a remoção de calor do sistema de refrigeração do reator. A resposta termo-hidráulica do sistema de refrigeração do reator para a ruptura é semelhante à resposta para o mal funcionamento de uma válvula de alívio do pressurizador [31], exceto que a descarga do refrigerante, por causa da localização na parte inferior do vaso de pressão, permanece sub-resfriada durante todo o evento, e, por conseguinte, a perda de líquido de arrefecimento é maior.

O acidente foi iniciado depois de decorridos 250 segundos de simulação em estado estacionário. Ocorrido o acidente inicial, há uma sequência de eventos observada durante 6000 segundos. Devido à vazão inicial de 225 kg/s e à incompressibilidade do fluido de refrigeração sub-resfriado, a pressão na parte primária do reator cai de 15,59 MPa para 13,2 MPa em aproximadamente 50 s. Este é o primeiro critério para o *trip*, o desligamento do reator e da turbina são iniciados. Ao mesmo tempo a perda de energia externa é assumida, o que resulta na desaceleração e parada das bombas de refrigeração. Na Tabela 4.3 está descrito o momento de ocorrência de cada evento.

Tabela 4.3: Sequência de eventos na evolução do acidente.

Evento	Tempo (s)
1- Início da ruptura	250,0
2- Desligamento do reator pelo 1º sinal ($P_{\text{Primário}} < 13,2 \text{ MPa}$)	301,0
3- Critério de atuação do SREN atingido ($P_{\text{Primário}} < 11,1 \text{ MPa}$ e $N_{\text{PRZ}} < 2,28 \text{ m}$)	323,0
4- Início da atuação das bombas de injeção de segurança	324,0
5- Início da injeção pelos acumuladores	410,0
6- Recuperação do nível nos geradores de vapor	1650,0
7- Término da simulação	6000,0

Na Figura 4.10 (a) é mostrada a evolução temporal da vazão mássica pela ruptura. O início do acidente é caracterizado por uma brusca descarga de água sub-resfriada na contenção e por uma precipitada despressurização do sistema primário. O comportamento da pressão na entrada e saída do vaso de pressão também pode ser verificado na figura.

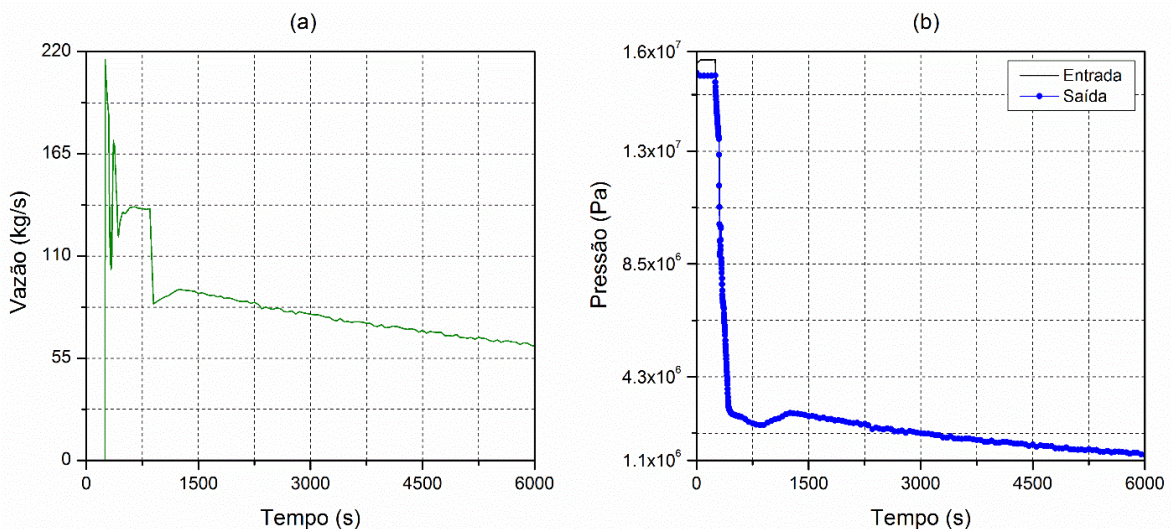


Figura 4.10: Vazão mássica de fluido refrigerante pela ruptura (a) e pressão na entrada e saída do vaso de pressão (b).

Quando o nível nos geradores de vapor alcança um valor inferior a 5 m, ilustrado na Figura 4.11, o sistema de água de alimentação de emergência é acionado e injeta 36 kg/s para auxiliar o processo de refrigeração do secundário. Desta forma é restabelecido o inventário de líquido nos geradores de vapor. Na Figura 4.12 é mostrado o inventário de refrigerante perdido no primário e o valor total injetado pelo SREN. Também é apresentado o nível de água no núcleo do reator.

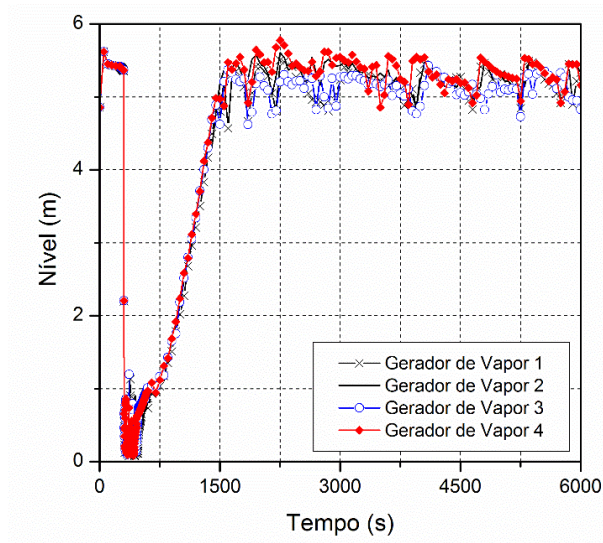


Figura 4.11: Nível de líquido na parte secundária dos geradores de vapor.

Na Figura 4.12 é possível verificar que ao longo do tempo a quantidade de líquido injetada é suficiente para compensar a perda pela ruptura. A atuação correta do SREN também garante o nível estável de água no núcleo e, portanto, mantém cheio o sistema de refrigeração do reator e o calor de decaimento é removido parcialmente pelo fluxo que escapa e parcialmente pela transferência de calor para o circuito secundário. A análise da ruptura de 20 cm^2 no fundo do vaso de pressão demonstra que o SREN pode prover refrigerante suficiente para prevenir o descobrimento do núcleo.

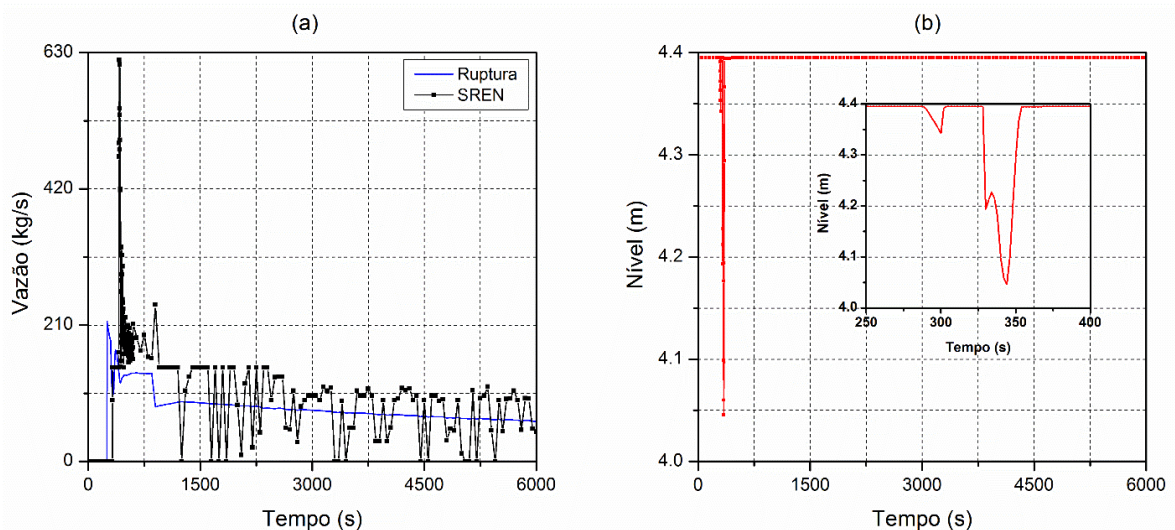


Figura 4.12: Vazão mássica através da ruptura e fluido injetado pelo SREN (a). Nível de líquido no núcleo do reator (b).

4.4 Cálculos de Transitório: Bloqueio Total de um Canal Termo-Hidráulico no Núcleo

O primeiro caso estudado de bloqueio total do canal termo-hidráulico foi realizado considerando um caso extremo, não foi considerado o *scram* do reator nem o fluxo cruzado entre os canais. A obstrução do canal foi iniciada após 500 segundos de simulação em condições de estado estacionário. Como pode ser visto na Figura 4.13, a perda de vazão que ocorre no canal obstruído leva a um aumento rápido da temperatura do líquido de arrefecimento e do revestimento como pode ser verificado na Figura 4.14.

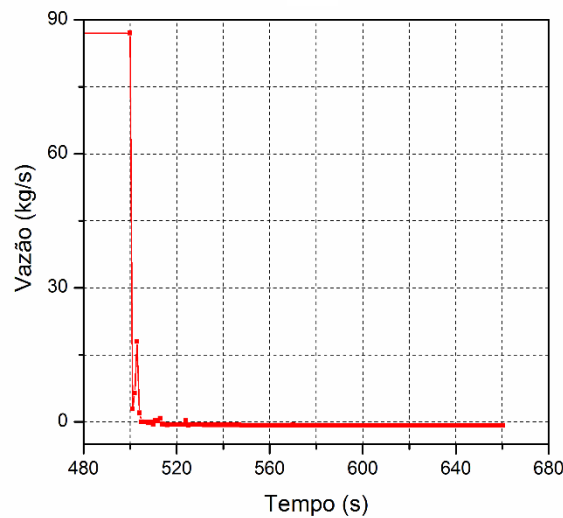


Figura 4.13: Vazão de fluido refrigerante no canal bloqueado.

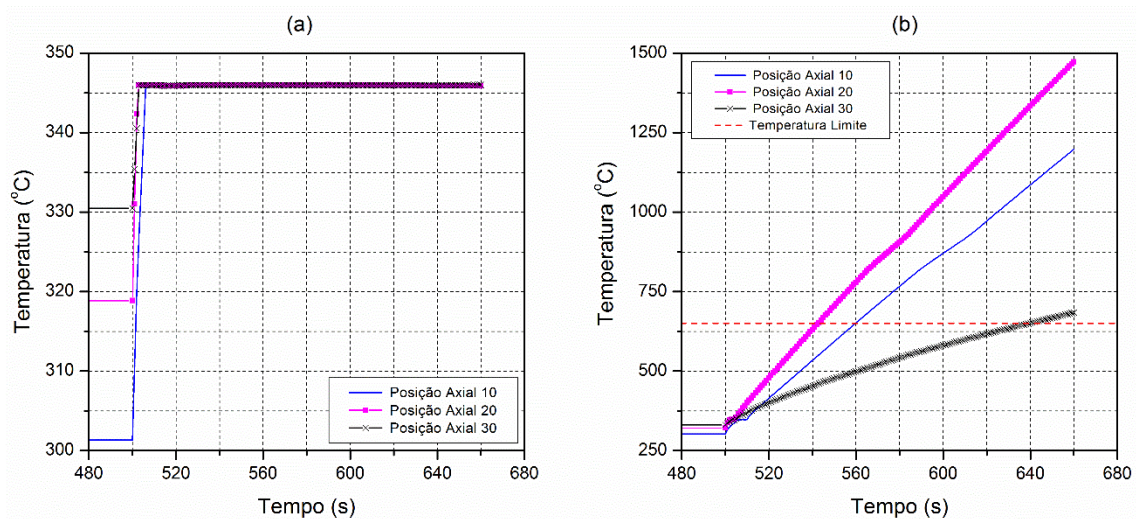


Figura 4.14: Temperatura do fluido refrigerante (a) e do revestimento da vareta combustível (b) no canal bloqueado em diferentes posições axiais.

Como foi estabelecido que ações específicas não deveriam ser iniciadas para controlar o desempenho do reator durante este transitório, a potência permanece elevada, e a temperatura do revestimento da vareta combustível atinge níveis acima do valor máximo admitido (Figura 4.14-b). Com a temperatura superior ao permitido, o material de revestimento sofre mudanças estruturais que reduzem a sua resistência. Sobre essas condições, uma grande quantidade de vapor é produzida no canal obstruído, comprometendo a integridade estrutural do núcleo do reator e o funcionamento geral da usina (Figura 4.15). Porém, o modelo de cinética pontual não é capaz de reproduzir realisticamente o comportamento da potência neste caso. O núcleo do reator é visto como um núcleo de dimensão zero (0D), isto constitui a limitação desse modelo [5, 36].

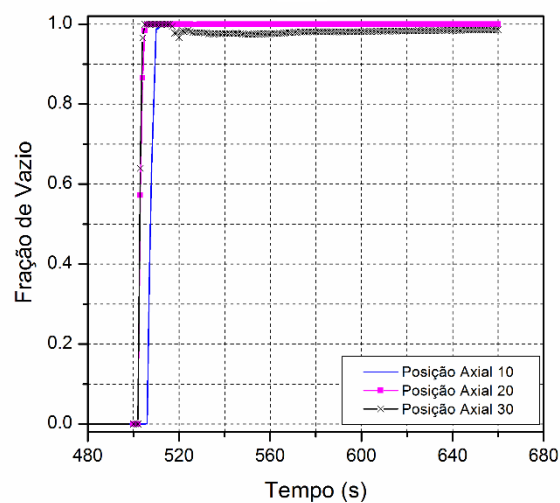


Figura 4.15: Fração de vazio no canal bloqueado em diferentes posições axiais.

No segundo estudo realizado para este transitório, o modelo de fluxo cruzado entre os canais paralelos foi adicionado para possibilitar melhor remoção de calor em condições de circulação natural. Na Figura 4.16 e na Figura 4.17 são mostradas variáveis importantes que ilustram a resposta da planta. Na Figura 4.16 é possível observar o pequeno aumento da temperatura do líquido refrigerante e a temperatura do revestimento. Este leve aumento (aprox. 1 °C) não conduz a condições de operação intoleráveis porque, durante o transitório, a massa de água no núcleo é redistribuída entre os elementos paralelos através do fluxo cruzado. Com estas novas condições de simulação, não foi produzido vapor no elemento bloqueado (Figura 4.17).

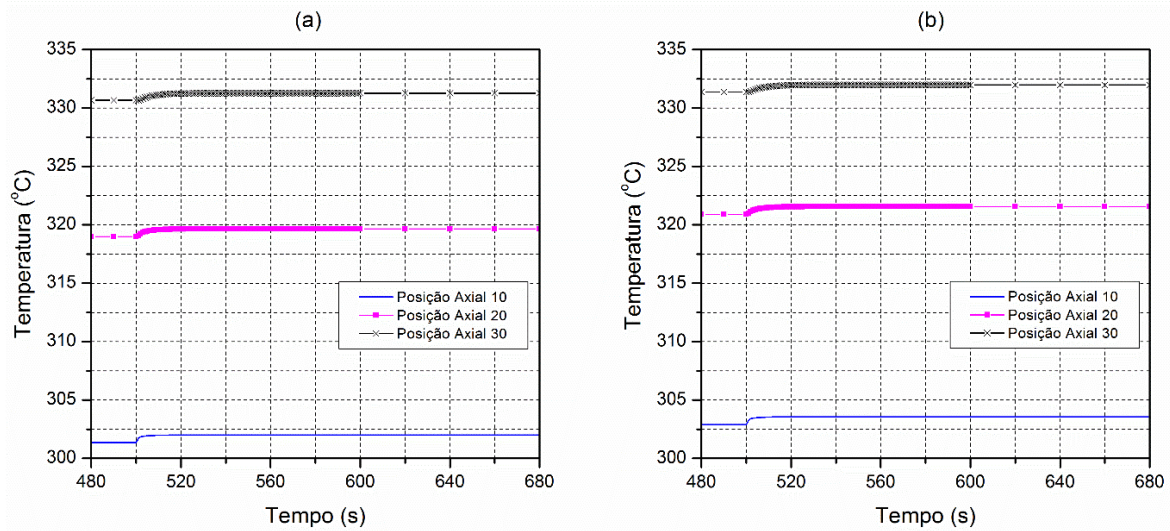


Figura 4.16: Temperatura do fluido refrigerante (a) e do revestimento da vareta combustível (b) no canal bloqueado, em diferentes posições axiais, utilizando o modelo de fluxo cruzado.

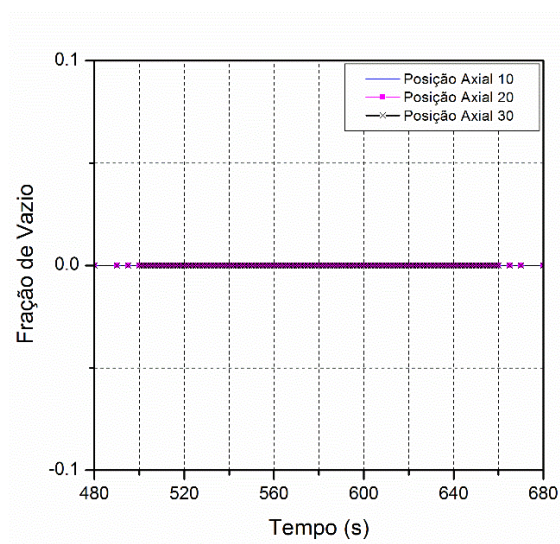


Figura 4.17: Fração de vazio no canal bloqueado em diferentes posições axiais, utilizando o modelo de fluxo cruzado.

CAPÍTULO 5

CONCLUSÕES E TRABALHOS FUTUROS

Neste trabalho, o código RELAP5-3D foi utilizado para desenvolver uma nodalização detalhada da usina nuclear Angra 2. A presente dissertação é uma contribuição aos estudos da utilização deste código em análises do comportamento de reatores de potência.

O modelo foi desenvolvido utilizando dados geométricos e de materiais a partir do *Final Safety Analysis Report* de Angra 2. Simulações do desempenho do reator durante o estado estacionário foram realizadas. Para este caso estudado, os resultados obtidos com RELAP5-3D foram comparados com os parâmetros nominais da usina e demonstraram boa concordância, sendo os erros relativos menores que 1%. Portanto, é possível concluir que o modelo é capaz de reproduzir o comportamento do reator no estado estacionário.

Também foi verificada a validade do modelo através da análise de acidentes. Dois acidentes foram estudados: o *trip* nas bombas de refrigeração e o acidente de perda de refrigerante por ruptura no fundo do vaso de pressão. Os resultados apresentados mostram que a nodalização da central nuclear Angra 2, com as lógicas consideradas dos sistemas de controle e proteção, descreve satisfatoriamente o desempenho da usina durante eventos transitórios.

A redução de refrigerante para remoção de calor devido à parada de uma ou várias bombas não leva a condições inaceitáveis de operação porque a ação do sistema de proteção (*scram* do reator) garante a integridade do núcleo. A atuação precisa do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo durante o SBLOCA assegurou manutenção do nível do sistema de refrigeração do reator e, portanto, preveniu o descobrimento do núcleo, garantindo também a sua integridade.

O modelo previu o comportamento transitório do reator durante os acidentes analisados, incluindo variáveis como a pressão e temperatura nos circuitos primário e secundário, e vazão pelo circuito secundário. Os resultados do cálculo também estabeleceram a sequência de eventos e os principais fenômenos durante os transitórios, tal como o comportamento assimétrico dos circuitos, a desaceleração das bombas e a transferência de calor entre o primário e o secundário.

A obstrução total de um canal de refrigeração de um elemento combustível constitui um evento que pode ocorrer durante o período de operação de um LWR. Foram avaliados dois casos desse evento; em primeiro lugar, o fluxo cruzado entre canais paralelos é negligenciado e, em segundo lugar, o modelo de fluxo cruzado é considerado. De acordo com os resultados do cálculo para o primeiro caso, verificou-se que a utilização do modelo de cinética pontual no cálculo da potência leva a previsões muito conservadoras que estão longe do que poderia ser esperado. A utilização de um modelo de fluxo cruzado entre os canais, no segundo caso, tem sido essencial para melhorar os resultados na condição transitória em relação à simulação anterior.

A presente dissertação não teve a finalidade de realizar uma comparação direta com os resultados de transitórios apresentados no FSAR. Entretanto, os resultados obtidos nas simulações de transitórios, mostraram-se coerentes e satisfatórios embora diferindo um pouco dos expostos no FSAR.

Futuramente, deseja-se continuar desenvolvendo a nodalização do reator incorporando novos componentes e dispositivos de controle e segurança, e incorporar ao modelo a parte neutrônica multidimensional.

BIBLIOGRAFIA

- [1] International Atomic Energy Agency, “Nuclear Power Reactors in the World,” IAEA, Vienna, 2014.
- [2] J. C. Clayton, “The Shippingport Pressurized Water Reactor and Light Water Breeder Reactor,” em *25th Central Regional Meeting American Chemical Society*, Pittsburgh , 1993.
- [3] K. D. Kok, Nuclear Engineering Handbook, New York: Taylor & Francis Group, LLC, 2009.
- [4] J. R. Lamarsh e A. J. Baratta, Introduction to Nuclear Engineering, Third ed., Upper Saddle River: Prentice Hall, Inc., 2001.
- [5] The RELAP5-3D Code Development Team, “RELAP5-3D Code Manual,” Idaho Falls, 2009.
- [6] Comissão Nacional de Energia Nuclear, “Sixth National Report of Brazil for the Nuclear Safety Convention,” 2013.
- [7] F. D'Auria, G. Galassi, P. Pla e M. Adorni, “The Fukushima Event: The Outline and the Technological Background,” *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2012, pp. 1-25, 2012.
- [8] International Atomic Energy Agency, “Climate Change and Nuclear Power 2014,” Vienna, 2014.
- [9] OECD International Energy Agency, “Economic Outlook,” Paris, 2013.
- [10] OECD International Energy Agency, “Energy Technology Perspectives 2012: Pathways to a Clean Energy System,” Paris, 2012.
- [11] A. McDonald, “Nuclear Power Global Status,” Vienna, 2008.
- [12] International Atomic Energy Agency, “IAEA Annual Report 2013,” Vienna, 2013.
- [13] Westinghouse Electric Corporation, The Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant, Pittsburgh, 1984.

- [14] OECD Nuclear Energy Agency, "Neutronic/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology, Vol. 1," 2004.
- [15] J. J. Duderstadt e L. J. Hamilton, Nuclear Reactor Analysis, John Wiley & Sons, Inc., 1976.
- [16] M. F. Lozano, P. Moreno, A. L. Cedillo e C. N. Sanjurjo, "Assessment of a Reactor Coolant Pump Trip for Trillo NPP with RELAP5/MOD3.2," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 2000.
- [17] M. Pavlova e P. Groudev, "RELAP5/MOD3.2 Analysis of Trip of One MCP at Kozloduy NPP Unit 6," em *Sixth International Informational Exchange Forum*, Kiyv, 2002.
- [18] J. I. Sánchez e C. A. N. T. Lage, "LBLOCA Analysis in a Westinghouse PWR 3-Loop Desing Using RELAP5/MOD3," 2001.
- [19] D. Alves de Andrade e G. Sabundjian, "Simulação de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura na Perna Quente da Usina Angra-2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2G," em *Proceedings of the 10th Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering*, Rio de Janeiro, 2004.
- [20] C. V. Goulart de Azevedo, E. T. Palmieri e I. D. Aronne, "Simulation with RELAP5/MOD3.3 of a Postulated 10% Hot Leg Break in Angra 2 Nuclear Power Plant," em *International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2009*, Rio de Janeiro, 2009.
- [21] G. Sabundjian, D. B. J. Andrade, M. Rocha e T. Conti, "The Behavior of Angra 2 Nuclear Power Plant Core for a Small Break LOCA Simulated with RELAP5 Code," *AIP Conference Proceedings*, vol. 1529, nº 151, 2013.
- [22] A. A. Madeira, L. C. M. Pereira e N. de Silva Lapa, "Simulação do Acidente por Perda de Refrigerante através de uma Ruptura de 20 cm² de Área no Fundo do Vaso do Reator da Usina Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3," em *International Nuclear Atlantic Conference - INAC2002*, Rio de Janeiro, 2002.
- [23] M. J. Thurgood, T. E. Kelly, T. E. Guidotti, R. J. Kohrt e K. R. Crowell, "COBRA/TRAC-A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant System," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 1983.
- [24] Idaho National Engineering Laboratory, "TRAC-BF/MOD1: An Advanced Best-Estimate Computer Program for BWR Accident Analysis," U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1992.

- [25] M. Adorni, A. Bousbia-salah, F. D'Auria e T. Hamidouche, "Accident Analysis in Research Reactor," em *International Conferences Nuclear Energy for New Europe - NENE2007*, Portorož, 2007.
- [26] A. L. Costa, P. A. L. Reis, C. Pereira, M. A. F. Veloso, A. Z. Mezquita e H. V. Soares, "Thermal hydraulic analysis of the IPR-R1 TRIGA research reactor using a RELAP5 model," *Nuclear Engineering and Design*, vol. 240, nº 6, p. 1487–1494, 2010.
- [27] A. L. Costa, P. A. L. Reis, C. Pereira, M. A. F. Veloso e C. A. M. Silva, "Research reactor analysis using thermal hydraulics and neutron kinetic coupling," em *Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering - ICONE22*, Prague, 2014.
- [28] P. A. L. Reis, C. Pereira, A. L. Costa, J. G. Mantecón, M. A. F. Veloso e H. V. Soares, "Thermal Hydraulic and Neutron Kinetic Simulation of the TRIGA IPR-R1 Research Reactor using RELAP5-PARCS Coupled Model," em *Proceedings of European Research Reactor Conference - RRFM 2015*, Bucharest, 2015.
- [29] Y. Yan, "Development of a Coupled CFD-System-Code Capability (with a Modified Porous Media Model) and its Applications to Simulate Current and Next Generation Reactors," Urbana, 2011.
- [30] H. V. Soares, "Avaliações de Segurança do Reator Multipropósito Brasileiro," Tese de Doutorado em Ciências e Técnicas Nucleares, UFMG, Belo Horizonte, 2014.
- [31] Eletrobras Eletronuclear, "Final Safety Analysis Report - Central Almirante Álvaro Alberto - Unit 2," 2013.
- [32] [Online]. Available: <http://www.eletronuclear.gov.br>.
- [33] T. J. Haste, B. Adroguer, U. Brockmeier, P. Hofmann, K. Müller e M. Pezzilli, "In-vessel core degradation in LWR severe accidents," European Commission, Luxembourg, 1996.
- [34] K. Ivanov, A. Olson e E. Sartori, "OECD/NRC BWR turbine trip transient benchmark as a basis for comprehensive qualification and studying best-estimate coupled codes," *Nuclear Science and Engineering*, vol. 148, nº 2, pp. 195-207, 2004.
- [35] P. A. L. Reis, A. L. Costa, C. Pereira, M. A. F. Veloso e A. Z. Mesquita, "Simulation of a TRIGA Reactor Core Blockage using RELAP5 Code," *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2015, 2015.
- [36] M. Adorni, A. B. Salah, T. D. M. B. Hamidouche, F. Pierro e F. D'Auria, "Analysis of a partial and total flow blockage of a single fuel assembly of an MTR research reactor core," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 32, pp. 1679-1692, 2005.

- [37] F. D'Auria, M. Frogheri e W. Giannotti, "REALP5/MOD3.2 Post Test Analysis and Accuracy Quantification of Lobi Test BL-44," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 1999.
- [38] A. Petruzzi e F. D'Auria, "Thermal-Hydraulic System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedures," *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2008, 2008.
- [39] T. Bajs, D. S. V. Grgić, L. Oriani e L. E. Conway, "Development of a RELAP5 Nodalization for IRIS Non-LOCA Transiente Analyses," em *American Nuclear Society Topical Meeting in Mathematics & Computations*, Gatlinburg, 2003.

ANEXO I

Nesta seção é descrita a sequência de eventos, segundo o exposto no FSAR, para cada um dos acidentes analisados.

Failure of one reactor coolant pump

Event	Time (s)
Failure of one reactor coolant pump	5
- decreasing reactor coolant flow rate	
- fast reduction of sliding limit value for reactor power by coolant pump speed	
- slow reduction of reactor power on L-RELEB	
Pump speed < min 2 and corrected reactor power > 70%	11,8
- Reactor trip	
- Turbine trip	
- Decreasing reactor power	
- Decreasing generator power	
- Decreasing coolant temperature	
- Decreasing PRZ water level	
- Decreasing coolant pressure	
- Increasing MS pressure	
Further course of the plant transient:	
* removal decay heat via turbine bypass	
* coolant temperature constant	
* coolant pressure adjusted to setpoint	
* PRZ water level adjusted to set point	
Conditions at 900 s:	
* reactor power	3 % (decay heat)
* RPV outlet temperature loop 1	295,6 °C
* RPV outlet temperature loop 2	297,9 °C
* RPV inlet temperature loop 1	296,6 °C
* RPV inlet temperature loop 2	296,7 °C

20 cm² Break in the RPV Bottom Head

Event	Time (s)
Break initiation	5
Pressurizer level < 2,28 m	116,0
Reactor trip from RCS pressure < 132 bar	116,48
- Turbine trip	
- Loss of offsite power	
- Reactor coolant pump trip	
100 K/h secondary-side cooldown	160,7
- from P _{RCS} < 132 bar and containment pressure > 1,03 bar	
ECC criteria met	123,4
- P _{RCS} < 110 bar	
- Pressurizer water level < 2,28 m	
Safety injection pumps start	153,5
Cold-leg accumulators isolated	616,4
- 500 s after ECC criteria signal	
Downcomer recovered	1974
Breakthrough channel recovered	2850
Hot channel recovered	2800
Accumulator injection starts	3305
Peak pressure in containment (1,07 bar)	4410
Calculation terminated	6000