



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

SIMULAÇÃO DE TRANSITÓRIOS EM REATORES
UTILIZANDO CÓDIGOS DE ANÁLISE
TERMO-HIDRÁULICA E NEUTRÔNICA ACOPLADOS

HUMBERTO VITOR SOARES

BELO HORIZONTE- MG
MARÇO- 2010

Livros Grátis

<http://www.livrosgratis.com.br>

Milhares de livros grátis para download.

HUMBERTO VITOR SOARES

SIMULAÇÃO DE TRANSITÓRIOS EM REATORES
UTILIZANDO CÓDIGOS DE ANÁLISE
TERMO-HIDRÁULICA E NEUTRÔNICA ACOPLADOS

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Técnicas Nucleares 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. Cláudia Pereira Bezerra Lima

BELO HORIZONTE
MARÇO- 2010

*Dedico este trabalho aos
meus pais.*

AGRADECIMENTOS

À minha família por todo apoio e incentivo, principalmente meus pais e minha irmã.

À orientadora Professora Antonella, pela dedicação, paciência e pela presença constante durante a execução deste trabalho.

À Professora Cláudia, co-orientadora, pela oportunidade e confiança.

À Professora Maria Auxiliadora pela disponibilidade em sempre ajudar.

Aos amigos que fiz neste departamento, Patrícia, Graiciany, Talita, Críssia e Fernando.

Aos meus parentes, amigos e todos que de alguma forma contribuíram para que este trabalho pudesse ser realizado.

À Universidade de Pisa por ceder gentilmente o uso dos códigos adotados neste trabalho e suas nodalizações.

À CAPES, FAPEMIG e CNPQ, pelo suporte financeiro.

“Se eu vi mais longe, foi por
estar de pé sobre ombros de
gigantes”.

Isaac Newton

RESUMO

As duas últimas décadas foram marcadas por avanços computacionais surpreendentes principalmente em relação à velocidade de processamento dos programas e à capacidade de armazenamento de dados. Esses melhoramentos tiveram impacto direto nos trabalhos de simulação nuclear os quais utilizam uma infinidade de códigos computacionais, possibilitando inclusive o acoplamento simultâneo de dois ou mais códigos para cálculos mais realísticos do comportamento dos reatores nucleares de pesquisa e de potência. A possibilidade de acoplamento entre códigos, mais especificamente, códigos de análise termo-hidráulica e códigos de análise neutrônica para simulação de acidentes com variação considerável de reatividade tem sido investigada em vários países. Neste trabalho, a metodologia de acoplamento entre o sistema de código termo-hidráulico RELAP5-MOD3.3 e o sistema de código neutrônico PARCS-2.4 3D foi utilizada para simular transitórios em um reator moderado a água fervente (BWR). O sistema, inicialmente desenvolvido pela Universidade de Pisa, é capaz de simular o comportamento estacionário e transitório de qualquer reator moderado a água leve (LWR). Com a finalidade de familiarização e aplicação da metodologia de acoplamento no Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG, este trabalho apresenta casos de aplicação do método para investigar o comportamento teórico dos parâmetros termo-hidráulicos e da potência de um reator BWR mediante situações de diminuição da vazão do refrigerante pelo núcleo. O presente trabalho é também uma contribuição ao estudo dos fenômenos que envolvem o processo de circulação natural em um reator do tipo BWR.

ABSTRACT

In the last two decades considerable improvements in computational systems mainly about the speed of processing programs and the capability of store data have generated direct impact on nuclear simulations. This fact has allowed the utilization of several computational codes including coupling of two or more codes for more realistic calculations of the nuclear core behavior for research and power plants. The possibility of coupling codes, more specifically thermo-hydraulic codes and neutronic codes for analysis of accidents with considerable variation of reactivity has been investigated in several countries. In this work, the methodology of coupling of the thermo-hydraulic system code RELAP5-MOD3.3 and neutronic system code PARCS-2.4 3D has been used to simulate transients in a boiling water reactor (BWR). The methodology, initially developed at the University of Pisa, Italy, is capable of simulating the steady and transient behavior of any light water reactor (LWR). Aiming to familiarize with this methodology of coupling at the Nuclear Engineering Department, UFMG, this work presents simulation cases using the coupled RELAP5/PARCS codes to investigate the theoretical behavior of the thermal hydraulic parameters and the power in a BWR reactor under conditions of reduced core coolant flow. This work is also a contribution to the study of phenomena involving the process of natural circulation in a BWR reactor type.

LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1. Percentual da potência gerada dos reatores em operação no mundo	23
Figura 2.2. Cronograma de desenvolvimento das gerações de reatores nucleares	24
Figura 2.3. Corte do vaso de um ABWR	27
Figura 2.4. Corte do vaso do ESBWR	28
Figura 2.5. Diagrama de um reator BWR	29
Figura 2.6. Diagrama esquemático do núcleo de um reator BWR	31
Figura 2.7. Curva da transferência de calor por ebulição	34
Figura 2.8. Mapa da potência-vazão para um BWR típico	41
Figura 3.1. Usinas nucleares Peach Bottom 1, 2 e 3	49
Figura 3.2. Linha de tempo operacional para os testes planejados no Peach Bottom-2	51
Figura 3.3. Mapa potência/vazão para os testes LFST e <i>trip</i> da turbina para o Peach Bottom	52
Figura 3.4. Esquema simplificado do sistema de recirculação do Peach Bottom	54
Figura 3.5. Esquema de uma barra de controle de um BWR típico	55
Figura 4.1. Estrutura do programa	61
Figura 4.2. Diagrama estrutural e modular para os cálculos de transitório com o código RELAP5	63
Figura 4.3. Esquema de acoplamento entre o RELAP5 e PARCS	67
Figura 4.4. Representação planar dos 33 canais TH no RELAP5	68
Figura 4.5. Parte da nodalização com os 33 canais TH no núcleo do reator	69
Figura 4.6. Peach Bottom modelado para o código RELAP5	69
Figura 4.7. Distribuição radial dos tipos de combustíveis	71
Figura 5.1. Fração de vazio para o canal 1	74
Figura 5.2. Distribuição axial da temperatura do fluido ao longo do canal 1	74
Figura 5.3. Distribuição da pressão axial para o canal 1	75
Figura 5.4. Fração de vazio axial para o canal 1	75
Figura 5.5. Distribuição axial da temperatura do refrigerante no canal 1	76
Figura 5.6. Distribuição da pressão axial para o canal 1	76
Figura 5.7. Distribuição de potência espacial do núcleo 2D (nível axial 12) e perfil de potência axial médio para o ponto PT3	78

Figura 5.8. Distribuição de potência espacial do núcleo 2D (nível axial 12) e perfil de potência axial médio para o ponto TT2	79
Figura 5.9. Evolução das velocidades das bombas de recirculação para os dois casos estudados	81
Figura 5.10. Evolução da potência relativa para os dois casos estudados	81
Figura 5.11. Evolução da reatividade	82
Figura 5.12. Vazão na entrada do núcleo	83
Figura 5.13. Evolução da fração de vazio no nível axial 12 do canal 1	83
Figura 5.14. Pressão à entrada do núcleo	84
Figura 5.15. Temperatura do refrigerante no canal TH central (1) do nível axial 12	84
Figura 5.16. Mapa potência/vazão mostrando o ponto PT3 no estado estacionário e o ponto no mapa para o caso 2	85
Figura 5.17. Evolução da potência relativa	86
Figura 5.18. Evolução da reatividade	87
Figura 5.19. Evolução da vazão na entrada do núcleo	87
Figura 5.20. Evolução da fração de vazio no nível axial 12 do canal TH 1	88
Figura 5.21. Evolução temporal da potência	89
Figura 5.22. Evolução temporal da reatividade	89
Figura 5.23. Evolução da fração de vazio em dois canais TH diferentes	90
Figura 5.24. Evolução temporal da vazão à entrada do núcleo	90
Figura 5.25. Evolução temporal da pressão à entrada do núcleo	91
Figura 5.26. Evolução da temperatura do refrigerante no nível axial 12 do canal 1	91
Figura 5.27. Evolução da velocidade das bombas de recirculação durante o transitório	92
Figura 5.28. Evolução temporal da potência	93
Figura 5.29. Evolução temporal da reatividade	93
Figura 5.30. Evolução temporal da fração de vazio no nível axial 12 dos canais 11 e 22	94
Figura 5.31. Evolução temporal da vazão à entrada do núcleo	94
Figura 5.32. Evolução da pressão à entrada do núcleo	95
Figura 5.33. Evolução da temperatura do refrigerante no nível axial 12 do canal 1	95

Figura 5.34. Mapa potência/vazão para os casos estudados do ponto TT2	96
Figura 5.35. Posição dos conjuntos de barras de controle para o estado estacionário (representação no código PARCS)	97
Figura 5.36. Posição das barras de controle representadas por sete cores diferentes para a configuração de estado estacionário	97
Figura 5.37. Posição inicial das barras de controle no núcleo do reator destacando aquelas que serão movimentadas	99
Figura 5.38. Evolução da potência para todos os eventos do caso 1	100
Figura 5.39. Evolução da potência no intervalo de tempo de 150 s a 240 s	100
Figura 5.40. Evolução da reatividade no intervalo de tempo de 150 s a 250 s	101
Figura 5.41. Evolução da potência relativa (simulação) em relação aos nós axiais, para as curvas do estado estacionário e um ponto de estabilidade ao final do evento (tempo= 235 s) de retirada das barras de controle para o caso 1	101
Figura 5.42. Distribuição planar de potência 2D no tempo 235 s	102
Figura 5.43. Posição final dos conjuntos de barras de controle para o caso 2	103
Figura 5.44. Gráfico que mostra as posições dos conjuntos de barras de controle em relação aos nós axiais	104
Figura 5.45. Evolução da potência para o evento da retirada das barras de controle para o caso 2	104
Figura 5.46. Evolução da reatividade para o caso 2	105
Figura 5.47. Evolução da potência relativa em relação aos nós axiais, para as curvas do estado estacionário e um ponto de estabilidade do final do evento de retirada das barras de controle para o caso 2	106
Figura 5.48. Distribuição planar de potência 2D no tempo 50 s	106
Figura 5.49. Evolução temporal da potência para o evento da retirada dos conjuntos de barras de controle para os casos 2 e 3	108
Figura 5.50. Evolução da reatividade para os casos 2 e 3	108
Figura 5.51. Perfil da potência axial para o estado estacionário e para os casos 2 e 3 em pontos de estabilidade após o movimento das barras de controle	109
Figura 5.52. Distribuição planar de potência 2D no tempo 45 s	109
Figura 5.53. Gráfico que mostra as posições das barras de controle em relação aos nós axiais para os três movimentos	110

Figura 5.54. Distribuição dos conjuntos de barras de controle movimentados para o caso 4	111
Figura 5.55. Evolução da potência com destaque para os inícios e fins de cada movimento	111
Figura 5.56. Evolução da reatividade para o caso 4	112
Figura 5.57. Evolução da potência relativa em relação aos nós axiais, para as curvas do estado estacionário e casos 1, 3 e 4	112
Figura 5.58. Distribuição planar de potência 2D no tempo 170 s	113
Figura 5.59. Evolução da potência para a retirada de todos os conjuntos de barras de controle continuamente	114
Figura 5.60. Comparação entre as curvas da evolução da potência para os casos 4 e 5	114
Figura 5.61. Evolução da reatividade para o caso 5	115
Figura 5.62. Gráfico que mostra as posições dos conjuntos de barras de controle em relação aos nós axiais para a configuração do estado estacionário, tempo de 140 s	116
Figura 5.63. Representação 2D da distribuição da potência relativa no intervalo de tempo de 1,29 segundos	116
Figura 5.64. Evolução da vazão nos níveis axiais 12 dos canais TH 11 e 22	117
Figura 5.65. Evolução da vazão no nível axial 12 dos canais TH 11 e 22 no intervalo de tempo de 150 a 180 segundos	117
Figura 5.66. Evolução da fração de vazio de todo transitório nos níveis axiais 12 dos canais TH 11 e 22	118
Figura 5.67. Evolução da fração de vazio no intervalo de tempo de 150 a 180 segundos no nível axial 12 dos canais TH 11 e 22	118
Figura 5.68. Mudanças no perfil da potência axial no tempo enquanto os conjuntos de barras de controle são removidos	119

LISTA DE TABELAS

Tabela 2.1. Reatores nucleares em operação no mundo	22
Tabela 2.2. Tabela de comparações entre 4 modelos de BWRs	28
Tabela 3.1. Peach Bottom-2 - Principais características	50
Tabela 3.2. Condições de operação para os testes LFST	52
Tabela 3.3. Condições de operação para os testes TT	52
Tabela 4.1. Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5	60
Tabela 4.2. Exemplo de alguns cartões do bloco CNTL	65
Tabela 4.3. Principais componentes usados na nodalização do RELAP5	70
Tabela 4.4. Formato da tabela de seção de choque macroscópica	72
Tabela 5.1. Parâmetros do reator para o estado estacionário acoplado	77
Tabela 5.2. Sequência de remoção do banco de barras de controle para o caso 1, com destaque para os bancos alterados	78
Tabela 5.3. Sequência de remoção das barras de controle para o caso 2, com destaque para os conjuntos alterados	102
Tabela 5.4. Sequência de remoção das barras de controle para o caso 3, com destaque para os conjuntos alterados	107
Tabela 5.5. Sequência de remoção das barras de controle para o caso 4, com destaque para as três etapas de movimento	110
Tabela 5.6. Sequência de remoção dos conjuntos de barras de controle	113
Tabela 5.7. Posição dos bancos de barras de controle para o tempo de 140 segundos	115

LISTA DE SIGLAS

ABWR	<i>Advanced Boiling Water Reactor</i> – Reatores avançados a água fervente
ANL	<i>Argonne National Laboratory</i>
APRM	<i>Average Power Range Monitors</i> – Monitores de potência média
ATWS	<i>Anticipated Transient Without Scram</i> – Transiente antecipado sem desligamento
BORAX	<i>Boiling Reactor Experiment</i> – Experimento em reator a água fervente
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i> – Reator a água fervente
CANDU	<i>Canadian Deuterium Uranium</i>
CAPES	Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior
CHF	<i>Critical Heat Flux</i> – Fluxo de calor crítico
CN	Circulação Natural
CNPQ	Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico
CRB	<i>Control Rod Bank</i> – Conjunto das barras de controle
DBA	<i>Design Basis Accident</i> – Acidente de base de projeto
DEN	Departamento de Engenharia Nuclear
DNB	<i>Departure from Nucleate Boiling</i> – Desvio da ebulição nucleada
EBR –1	<i>Experimental Breeder Reactor</i> – Reator regenerador experimental
EBWR	<i>Experimental Boiling Water Reactor</i> – Reator a água fervente experimental
ENTRÉE	<i>Enhanced Nodal Transient Reactor Evaluation</i>
ESBWR	<i>Economic Simplified Boiling Water Reactor</i> – BWR simplificado e econômico
FAPEMIG	Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais
FW	<i>Feedwater</i> – Água de realimentação
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i> – Agência Internacional de Energia Atômica
FBR	<i>Fast Breeder Reactor</i> – Reator regenerador rápido
GCR	<i>Gas Cooled Reactor</i> – Reator refrigerado a gás
GE	<i>General Electric Company</i>
GEH	<i>General Electric Hitachi</i>

LBLOCA	<i>Large Break Loss of Coolant Accident</i> – Acidente de perda de refrigerante
LFST	<i>Low Flow Stability Tests</i> – Testes de estabilidade a baixa vazão
LOCA	<i>Loss of Coolant Accident</i> – Acidente de perda de refrigerante
LPRM	<i>Local Power Range Monitors</i> – Monitores de potência local
LWGR	<i>Light – Water – cooled Graphite – moderated Reactor</i> – Reator moderado a grafita refrigerado a água leve
LWR	<i>Light Water Reactor</i> – Reator a água leve
MSIV	<i>Main Steam Line Isolation Valve</i> – Válvula de isolamento da linha de vapor principal
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i> – Agência de Energia Nuclear
NED	<i>Nuclear Energy Division</i> – Divisão de Energia Nuclear
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i> – Comissão Regulatória Nuclear
NK	<i>Neutron Kinetics</i> – Cinética neutrônica
PARCS	<i>Purdue Advanced Reactor Core Simulator</i> – Simulador de núcleo de reator avançado de Purdue
PBR	<i>Pebble Bed Reactor</i>
PHWR	<i>Pressurized Heavy Water Reactor</i> – Reator a água pesada pressurizada
PWR	<i>Pressure Water Reactor</i> – Reator a água pressurizada
PVM	<i>Parallel Virtual Machine</i> – Máquina Virtual Paralela
RBMK	<i>Reactor Bolshoy Moshchnosty Kanalny-</i> Reator a água fervente moderado a grafita
RELAP	<i>Reactor Excursion and Leak Analysis Program</i>
RIA	<i>Reactivity – Initiated Accidents</i> – Acidentes provocados por reatividade
RPT	<i>Recirculation Pump Trip</i> – Parada das bombas de recirculação
RPV	<i>Reactor Pressure Vessel</i> – Pressão do vaso do reator
SRV	<i>Safety Relief Valves</i> – Válvulas de auxílio de segurança
TH	<i>Thermal –Hydraulic</i> – Termo-hidráulico
TT	<i>Turbine Trip</i> – Parada da turbina
3D	Tridimensional
VBWR	<i>Vallecitos Boiling Water Reactor</i> – Reator a água fervente de Vallecitos

SUMÁRIO

RESUMO	vi
ABSTRACT	vii
LISTA DE FIGURAS	viii
LISTA DE TABELAS	xii
LISTA DE SIGLAS	xiii
CAPÍTULO 1- INTRODUÇÃO	17
CAPÍTULO 2 - REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	22
2.1. As Gerações dos Reatores Nucleares	23
2.2. Os Primeiros BWRs	24
2.3. Evoluções dos BWRs	25
2.4. Funcionamento de um BWR	29
2.5. Circulação Natural	32
2.6. Transferência de Calor por Ebulição	33
2.7. Principais transitórios em BWR	36
2.7.1. Sobrepressurização	37
2.7.2. Acidente de perda de refrigerante (LBLOCA)	37
2.7.3. Retirada das barras de controle	38
2.7.4. Aumento na vazão pela bomba de recirculação principal	38
2.7.5. Transitório antecipado sem desligamento (ATWS)	38
2.7.6. Eventos de instabilidade TH/NK acoplados ao núcleo	38
2.8. Instabilidades fora de fase e “core-wide”	39
2.9. Mapa potência/vazão	40
2.10. Instabilidades em BWR inadvertidas e induzidas	41
2.11. Métodos e ferramentas para análise de instabilidades em BWR	43
2.11.1. Códigos de análise termo-hidráulica	44
2.11.2. Códigos de análise neutrônica	45
2.11.3. Acoplamento entre sistemas termo-hidráulicos e códigos neutrônicos 3D	45

CAPÍTULO 3 - EVENTOS ESTUDADOS	48
3.1. Descrição do Reator	48
3.2. Descrições dos Testes de Estabilidade em Condições de Baixa Vazão (LFST- <i>Low Flow Stability Tests</i>) e Testes de Fechamento da Turbina (<i>TT - Turbine Trip</i>)	50
3.3. Casos de Transitórios Estudados	52
3.3.1. Parada Súbita das Bombas de Recirculação (<i>Recirculation Pump Trip- RPT</i>)	53
3.3.2. Movimento das Barras de Controle (<i>Control Rods Banks – CRB</i>)	54
CAPÍTULO 4 - CÓDIGOS ADOTADOS E MODELAMENTO	56
4.1. O Código RELAP5	57
4.1.1. <i>RELAP5- Características Gerais</i>	57
4.1.2. <i>Organização do Código RELAP5</i>	60
4.1.3. <i>Processamento da Entrada</i>	61
4.1.4. <i>Transitório- Considerações Gerais</i>	62
4.2. O Código PARCS	63
4.3. Processo de Acoplamento	65
4.4. Modelo Termo-Hidráulico	66
4.5. Modelo Neutrônico	71
CAPÍTULO 5 - ANÁLISES E RESULTADOS	73
5.1. Resultados do Estado Estacionário Para os Pontos Estudados	73
5.2. Resultados dos Transitórios	79
5.2.1. Parada das Bombas de Recirculação (<i>Pumps Trip</i>)	80
5.2.1.1. <u>Ponto de operação PT3</u>	80
5.2.1.2. <u>Ponto de operação TT2</u>	85
5.2.1.2.1. Caso 1- Parada súbita das bombas de recirculação	85
5.2.1.2.2. Caso 2- Diminuição gradual da velocidade das bombas de recirculação	88
5.2.1.2.3. Caso 3 - Bombas de recirculação operando a 50% de velocidade	92
5.2.2. Movimento das barras de controle	96
5.2.2.1. <u>Caso 1- Retirada de dois bancos de barras de controle</u>	98
5.2.2.2. <u>Caso 2. Retirada de cinco conjuntos de barras de controle em 20 segundos</u>	102

5.2.2.3. <u>Caso 3. Retirada de 5 bancos de barras de controle em 10 segundos</u>	107
5.2.2.4. <u>Caso 4. Retirada de todos os conjuntos de barras de controle em três etapas</u>	109
5.2.2.5. <u>Retirada de todos os conjuntos de barras de controle continuamente</u>	113
CAPÍTULO 6 - CONCLUSÕES	120
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	125

CAPÍTULO 1 – INTRODUÇÃO

Devido aos efeitos da queima de combustíveis fósseis e à crescente demanda de energia tem-se investigado fontes de energia limpas ou que provoquem o mínimo de impacto ambiental. Portanto, a energia nuclear tem sido uma boa proposta de geração de energia. Nas últimas quatro décadas a indústria nuclear tem desenvolvido tecnologia em reatores a água leve, LWR (*Light Water Reactor*), de forma a serem mais econômicos, gerem o mínimo de rejeitos, impeçam a proliferação de armas nucleares e principalmente, serem mais seguros. Atualmente, os reatores do tipo LWR correspondem a 89% de todos os reatores em funcionamento no mundo.

Os LWRs são classificados em dois tipos: os reatores a água pressurizada, PWR (*Pressurized Water Reactor*) e os reatores a água fervente, BWR (*Boiling Water Reactor*). No reator PWR, o refrigerante é mantido a alta pressão e circula através do núcleo do reator. O vapor é produzido através de um trocador de calor, caracterizando um sistema primário e um sistema secundário nesse tipo de reator. No BWR, a geração direta de vapor dentro do vaso do reator é um método muito eficiente de remoção de calor produzido no núcleo, além de eliminar a necessidade de um trocador de calor. Em ambos os reatores a água flui através do espaço entre os elementos combustíveis e esfria os mesmos retirando o calor do núcleo produzido no combustível pelos processos de fissão. O calor é transferido à água, aumentando sua entalpia e provocando a ebulição, nos BWRs. As partes superiores e inferiores são comuns a todos os canais e possibilita o acoplamento hidrodinâmico dos mesmos.

Atualmente a comunidade científica tem dado maior atenção à pesquisa de projetos de modernos reatores usando sistema de segurança passiva baseado em circulação natural (CN) (FRIEND *et al.*, 1998). A circulação natural é um importante mecanismo de vários sistemas industriais e o conhecimento deste comportamento é de interesse no projeto, operação e segurança de reatores nucleares (IAEA, 2005). O uso de forças naturais como convecção e gravidade, pode contribuir para simplificação e potencialmente conduz a uma economia em projetos de novos reatores nucleares. Considerando as fracas forças propulsoras de sistemas passivos baseados em CN, projetos cuidadosos e métodos de análise devem ser aplicados para que as funções pretendidas de seus sistemas sejam asseguradas. Com esse enfoque, a Agência Internacional de Energia Atômica, IAEA (*International Atomic Energy Agency*), publicou, em 2005, um documento TECDOC-1474, *Natural Circulation in Water*

Cooled Nuclear Power Plants (IAEA, 2005), no qual participam pesquisadores de várias renomadas instituições de pesquisa na área nuclear a fim de contribuir no desenvolvimento de sistemas eficientes, seguros e econômicos em modo de circulação natural em reatores de potência.

Com esse pensamento, a *General Electric Company* (GE) em parceria com a Hitachi desenvolvem modernos reatores BWRs a fim de diminuir custos de produção através de projeto simplificado. O reator mais avançado da GE é o ESBWR (*Economic Simplified Boiling Water Reactor*), o qual pertence à Geração III+ de reatores nucleares, e atualmente passa por um processo de certificação de projeto nos Estados Unidos. Esse reator emprega segurança passiva em seu projeto, permitindo uma rápida construção a baixo custo. Entre várias mudanças em relação ao seu modelo anterior estão: a redução de 25% menos bombas, válvulas, motores e eliminação de 11 sistemas, tais como tubulações, controles e sistemas de suporte elétricos. O uso de CN elimina perturbações de vazão provocadas por anomalias no funcionamento de bombas de recirculação. Atualmente, reatores BWRs com mais de 1000 MW podem gerar cerca de 50% da potência em modo de circulação natural. As condições de operação neste modo mostram que potência, vazão, estabilidade, título de vapor, fração de vapor, coeficiente de vazão, densidade de potência e distribuição de potência foram preditos por modelos de cálculos pela *General Electric Hitachi* (GEH) no qual foram calibrados para dados de operações de usinas como LaSalle, Leibstadt, Forsmark, Confrontes, Nine Mile Point 2, and Peach Bottom 2. O ESBWR demonstra que é possível operar um reator a 100% de potência em modo de circulação natural (GENERAL ELETRIC, 2009).

Sistemas com circulação natural são susceptíveis a vários tipos de instabilidade. Embora instabilidades sejam comuns em ambos os sistemas, com circulação forçada e natural, o último é inerentemente mais instável que o sistema de circulação forçada. Por causa disso, qualquer perturbação na força propulsora afeta a vazão e conduz o reator a um comportamento oscilatório mesmo em casos onde eventualmente o estado estacionário é esperado (NAYAK e VIJAVAN, 2008).

Instabilidades em BWR podem ocorrer quando, partindo de uma condição de operação estável, ocorrem mudanças nos parâmetros hidrodinâmicos do sistema. Portanto, em projetos mais estáveis e seguros de configurações de núcleos de reatores, estudos teóricos e experimentais sobre estabilidade em BWR têm sido conduzidos para caracterizar os fenômenos e prever as condições para estas ocorrências. Foram observadas instabilidades em dois reatores, Forsmark 1 (1987) e depois em LaSalle

(1988), levando a muitos estudos e testes para investigar os fenômenos que causam a desestabilização do sistema.

Em 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 de fluxo termo-hidráulico associadas a efeitos das fontes de calor no sistema de refrigeração, torna-se indispensável para as análises de segurança dos reatores nucleares.

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

As técnicas de acoplamento neutrônico/termo-hidráulico fornecem uma descrição mais realista dos efeitos locais e interações acopladas núcleo/usina. Além disso, esses sistemas têm sido utilizados amplamente em vários países proporcionando simulações de transitórios com resultados cada vez mais próximos dos casos reais.

Neste trabalho, o sistema de código termo-hidráulico RELAP5/MOD3.3 e o código neutrônico PARCS/2.4 3D foram adotados para simular fenômenos de instabilidade no reator BWR Peach Bottom a fim de investigar os modos possíveis de oscilações que podem ser observados no reator quando ele é levado a condições de instabilidade. Existe uma ampla literatura sobre esse assunto, identificando eventos de instabilidade em BWR, acidentais e experimentais, como também sobre modelos e ferramentas para investigar estabilidade em tais reatores, incluindo o uso de códigos acoplados.

Vários trabalhos foram atentamente revisados, relatando os seguintes aspectos:

- Ocorrências inadvertidas e testes em BWR: parada repentina das bombas de recirculação (*pump trip*), redução da vazão, perturbação de pressão, perturbação na vazão de realimentação, parada repentina da turbina (*turbine trip*), testes de estabilidade em baixo-fluxo/alta-potência, entre outros.

- BWR onde ocorreram os eventos: Ringhals 1, Forsmark 1 e 2, Peach Bottom, LaSalle, Leibstadt, Laguna Verde, Oskarshamn, Cofrentes, etc (COSTA *et al.*, 2007).

- Diferentes tipos de códigos acoplados TH/NK: TRAC-BF1/ENTREE, RELAP5-3D, TRAC-BF1/RAMONA, MARS/MASTER, RETRAN-3D, TRAC-BF1/NEM, RELAP5/PANBOX/COBRA e RELAP5/PARCS (OEC, 2004b).

A publicação CRISSUE-S da Agência de Energia Nuclear de 2004 é um importante documento sobre a aplicação de códigos acoplados neutrônicos/termo-hidráulicos em reatores de tecnologia LWR (OEC, 2004b).

O reator BWR Peach Bottom-2 foi modelado para o sistema de códigos adotado e a validação foi feita para a série de testes experimentais de *turbine trip* e de estabilidade *Low-Flow Stability Tests* (LFST) (COSTA *et al.*, 2008a). O reator Peach Bottom é um reator de potência do tipo BWR fabricado pela GE e está localizado na Pensilvânia, EUA. Tanto a nodalização termo-hidráulica quanto o modelo neutrônico desse reator foram desenvolvidas pela Universidade de Pisa para o código RELAP5 e o código PARCS, respectivamente. O modelo foi baseado no documento de *benchmark* para o teste *turbine trip* (SOLIS *et al.*, 2001) e no documento técnico que descreve os testes (CARMICHAEL e NIEMI, 1978). O modelo foi validado para testes de TT e de LFST.

No presente trabalho, o modelo foi utilizado para verificar o comportamento do reator em decorrência de um transitório de diminuição da vazão de refrigerante pelo núcleo se aproximando de uma situação de circulação natural. O modelamento acoplado RELAP5/PARCS, citado no parágrafo anterior, foi utilizado com o objetivo principal de familiarização e entendimento da metodologia recentemente utilizada no Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG. Dessa forma, o transitório estudado, além de gerar resultados teóricos sobre o estudo da circulação natural em um BWR objetivou também a aplicação da metodologia de acoplamento e sua capacidade de simular situações com grande variação de reatividade no núcleo do reator. Os cálculos foram realizados através da diminuição da velocidade das bombas de recirculação até a parada total das mesmas (*Recirculation Pump Trip - RPT*). O evento, como será claramente exposto no Capítulo

5 de resultados, de acordo com a situação em que ocorre, pode desestabilizar o reator levando a potência a oscilar. As oscilações podem diminuir ao longo do tempo ou tornarem mais intensas com aumento da amplitude afetando a operação segura do reator.

Essa dissertação tem a seguinte organização. O Capítulo 2 descreve os aspectos gerais, começando com o desenvolvimento dos reatores BWRs, especificando problemas de instabilidade nestes reatores e finalmente analisando as atuais ferramentas de investigação destes fenômenos. O Capítulo 3 descreve o teste de estabilidade em condições de baixa vazão (*Low-Flow Stability Tests*) para o BWR Peach Bottom; os eventos estudados neste trabalho também são descritos nesse capítulo. O Capítulo 4 apresenta os códigos adotados, a metodologia utilizada, a modelagem do Peach Bottom e a análise dos eventos. No Capítulo 5, serão apresentados os resultados para o caso de estado estacionário e dos transitórios simulados. Finalmente, o Capítulo 6 apresenta as conclusões e a contribuição deste trabalho para o estudo de estabilidade em BWR.

CAPÍTULO 2 – REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

A crescente demanda de energia faz com que governantes do mundo todo se preocupem com esse cenário. De acordo com o documento da Agência de Energia Internacional – *World Energy Outlook 2007*, a demanda de energia crescerá 55% entre 2005 e 2030 (IEA, 2007). As fontes geradoras para suprir esta demanda energética terão que minimizar ao máximo a liberação de poluentes na atmosfera como também diminuir o impacto ambiental devido a suas instalações. Portanto, as usinas nucleares são uma boa opção para a geração de eletricidade.

Nos últimos 40 anos, os reatores a água leve (LWR) sofreram constantes atualizações e melhoramento. De acordo com a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), atualmente existem 436 reatores em todo o mundo gerando cerca de 370 GW(e) (Tabela 2.1). Existem 92 reatores a água fervente (BWR) em funcionamento no mundo, como pode ser visto na Tabela 2.1. Os reatores do tipo BWR representam 23% de toda potência gerada atualmente no mundo, como pode ser visto na Figura 2.1. Estes reatores alcançaram consideráveis níveis de segurança e confiabilidade, apesar de instabilidades no fluxo neutrônico e oscilações termo-hidráulicas ainda serem observadas e poderem afetar o funcionamento normal de BWRs sob condições de operações particulares.

Tabela 2.1. Reatores nucleares em operação no mundo.

Tipo	Nº de unidades	Potência gerada (MWe)
BWR	92	83656
FBR	2	690
GCR	18	8909
LWGR	16	11404
PHWR	44	22441
PWR	264	243204
Total	436	370304

Fonte: Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), 2009



Figura 2.1. Percentual da potência gerada dos reatores em operação no mundo.

2.1. As Gerações dos Reatores Nucleares

A primeira geração de reatores nucleares desenvolveu-se na década de 1950 e, no início dos anos 60, implantaram-se os primeiros protótipos de reatores. A segunda geração começou na década de 1970 com as grandes usinas comerciais que ainda estão operando atualmente. A Geração III foi desenvolvida mais recentemente, na década de 1990, com uma série de projetos evolucionários que ofereceram importantes avanços na segurança e na redução de custos com usinas construídas principalmente na Ásia Oriental. Avanços na Geração III estão em curso, originando várias usinas em desenvolvimento em curto prazo (chamadas Geração III+) e estão sendo consideradas para a implantação em vários países com implementação até 2030. Depois de 2030, a perspectiva para usinas inovadoras, tem estimulado o interesse em todo o mundo em uma quarta geração de sistemas de energia nuclear.

Uma visão geral do desenvolvimento dos sistemas de centrais nucleares de energia pertencentes às Gerações I e II, bem como das gerações de projetos de reatores nucleares evolucionários e inovadores, conhecidos como Gerações III e IV, pode ser vista na Figura 2.2.

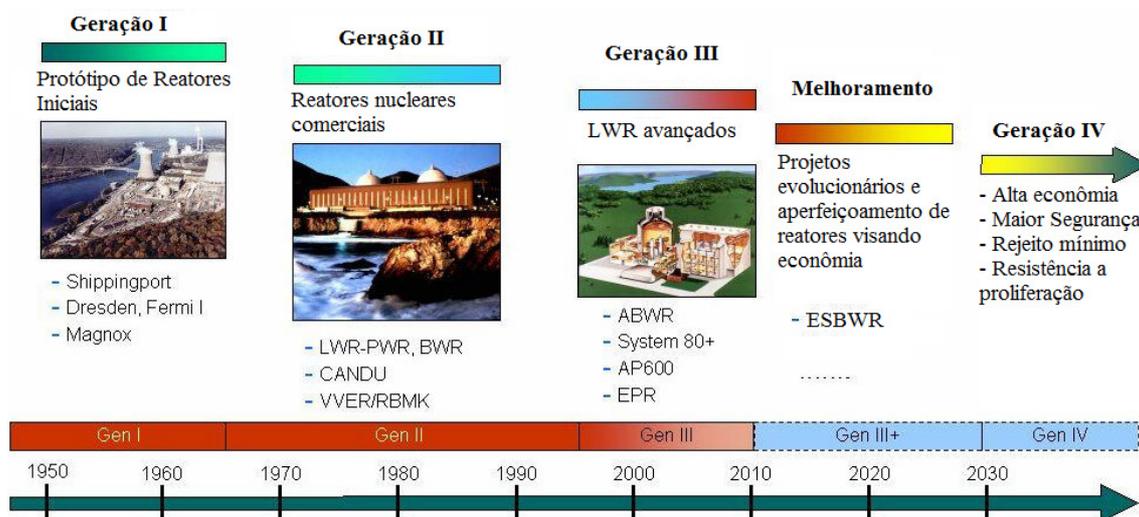


Figura 2.2. Cronograma de desenvolvimento das gerações de reatores nucleares.

Fonte: US-DOE e GIF, 2002

2.2. Os Primeiros BWRs

Desde 1950, dois sistemas distintos de reatores nucleares refrigerados a água leve se tornaram comercialmente disponíveis. O sistema PWR surgiu a partir da tecnologia desenvolvida para os reatores para submarinos, enquanto a tecnologia BWR foi desenvolvida principalmente pelo *Argonne National Laboratory* (ANL) e a *Nuclear Energy Division* (NED) da GE. O sistema BWR é atrativo devido à base simplificada e potencial para maior eficiência térmica, melhor confiabilidade, e menor custo que outros sistemas de reatores refrigerados a água leve (LAHEY e MOODY, 1977).

Em 20 de dezembro de 1951, o *Experimental Breeder Reactor 1* (EBR-1) gerou energia elétrica derivada de uma fonte nuclear ligando quatro lâmpadas caracterizando o primeiro uso de energia nuclear com finalidade de geração de energia elétrica no mundo. Foram feitas séries de experiências a partir de 1953 com o sistema conhecido como BORAX (*Boiling Reactor Experiment*), a fim de estudar aspectos do comportamento do reator. Os conhecimentos adquiridos no projeto BORAX foram importantes para o desenvolvimento do projeto do *Experimental Boiling Water Reactor* (EBWR) iniciado pela GE, a qual construiu seu primeiro reator em 1960 na unidade Dresden, no estado de Illinois, EUA (LAHEY e MOODY, 1977).

A primeira usina nuclear comercial licenciada pela Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos (USAEC) foi o *Vallecitos Boiling Water Reactor* (VBWR). Ele foi basicamente um reator experimental usado no desenvolvimento de

tecnologia de combustível nuclear para BWR e demonstrou vários conceitos de ciclos em BWR, embora com uma pequena potência (~ 5MW) e foi fornecido pela *Pacific Gas and Electric Company* (LAHEY e MOODY, 1977).

A experiência operacional fornecida pela VBWR mostrou que BWRs têm níveis de radiações baixas na turbina da usina e são estáveis em vários modos de operação. Isso foi um importante passo na evolução dos modernos BWRs desde os primeiros experimentos de baixa pressão conduzidos pela ANL. Embora o VBWR demonstrasse operação estável em todos os modos, foi observado que no modo de circulação natural se mostrava menos estável que na circulação forçada (LAHEY e MOODY, 1977). Essas e outras observações experimentais contribuíram para o melhoramento dos projetos dos BWRs e todas as usinas nucleares posteriores. Atualmente os BWRs são consideravelmente confiáveis, estáveis e eficientes.

2.3. Evoluções dos BWRs

Há vantagens evidentes em permitir que ocorra ebulição no núcleo de um reator refrigerado e moderado a água, particularmente se o vapor assim produzido for separado da água saturada e em seguida canalizado diretamente para as turbinas, configurando um ciclo direto. Este sistema elimina a necessidade de trocadores de calor, que são parte integrante do projeto de reatores PWR e acarretam tanto perdas termodinâmicas quanto aumento de custos. Uma vez que não há necessidade de impedir a ocorrência de ebulição no núcleo, a pressão no reator pode ser muito mais baixa que a verificada em um PWR no qual vapor de água é produzido nas mesmas condições, o que constitui mais um aspecto favorável. As dúvidas existentes inicialmente em relação aos reatores BWRs eram referentes ao efeito que a ocorrência de ebulição no núcleo teria sobre a segurança e a estabilidade do reator. Temia-se também o risco de contaminação radioativa quando o vapor de água gerado no núcleo circulasse através das turbinas. Entretanto, o problema de contaminação radioativa pode ser superado garantindo-se que a água do sistema apresente um grau de pureza bastante alto.

Os reatores BWR foram desenvolvidos paralelamente aos reatores PWR nos EUA e, assim como estes últimos, passaram a ser construídos posteriormente em grande número não apenas em território norte-americano, mas também em países como Suécia, Alemanha Ocidental e Japão. O primeiro reator deste tipo, o BWR Vallecitos, começou a funcionar em 1957 gerando 5 MW elétricos. Desde então, 45 usinas núcleo-elétricas

norte-americanas foram equipadas com reatores BWR projetados e construídos pela GE, a empresa que lidera mundialmente a tecnologia deste tipo de reator. Destas usinas, 35 ainda continuam em operação. Desde que o primeiro reator comercial foi instalado, houve um progresso em tecnologia dos reatores BWRs. Cada modelo surgido continha pelo menos uma novidade em relação aos modelos anteriores, sempre observando segurança e aumento de potência entre outras características. A seqüência cronológica abaixo mostra as principais características dos modelos desenvolvidos (NELSON, 2008).

- BWR1- 1955. Foram construídos 8 usinas como, por ex., Dresden 1. As principais características são: separação de vapor externa ou interna e baixa densidade de potência no núcleo.
- BWR2 - 1963. Foram construídas 3 usinas. As principais características foram: separação do vapor interna, baixa densidade de potência no núcleo, 5 voltas de recirculação e controle de carga de vazão.
- BWR3 - 1965. Foram construídas 9 usinas. Primeira aplicação da bomba Jet. Principais características: baixa densidade de potência do núcleo, bombas Jets internas e 2 voltas de recirculação.
- BWR4 - 1966. Foram construídas 25 usinas, uma delas foi a Peach Bottom-2. As principais características foram: alta densidade de potência no núcleo e contenções Mark I ou Mark II.
- BWR5 - 1969. Foram construídas 8 usinas. Principais características: melhoramento em segurança e válvulas de controle da vazão na recirculação.
- BWR6 - 1972. Foram construídas 8 usinas. Principais características: adicionado mais elementos combustíveis, melhoria nas margens de segurança dos combustíveis, melhoria no desempenho do sistema de recirculação, elementos combustíveis 8x8.
- ABWR (Advanced BWR) - 1991. Foram construídas 4 usinas. A Figura 2.3 mostra um ABWR, geração III, como um exemplo de um moderno BWR de circulação forçada. O tempo de construção de um ABWR é cerca de três vezes mais rápido que um BWR. As melhorias incluem aumento da potência térmica fornecida, introdução de bombas de refrigeração internas, reforço da blindagem de concreto e instalação de sistemas de segurança adicionais. Como resultado destas alterações, o vaso de pressão passou a ter 7,1 m de diâmetro

interno e 174 mm de espessura de parede, o número total de elementos combustíveis no núcleo foi aumentado para 872 e o tamanho do núcleo do reator foi aumentado para 5,16 m de diâmetro. A potência térmica fornecida pelo reator aumentou para 3926 MW, a partir da qual são gerados 1350 MW elétricos. O ABWR foi certificado em 1997 e está presente em duas usinas núcleo-elétricas em operação no Japão (FURUYA, 2006).

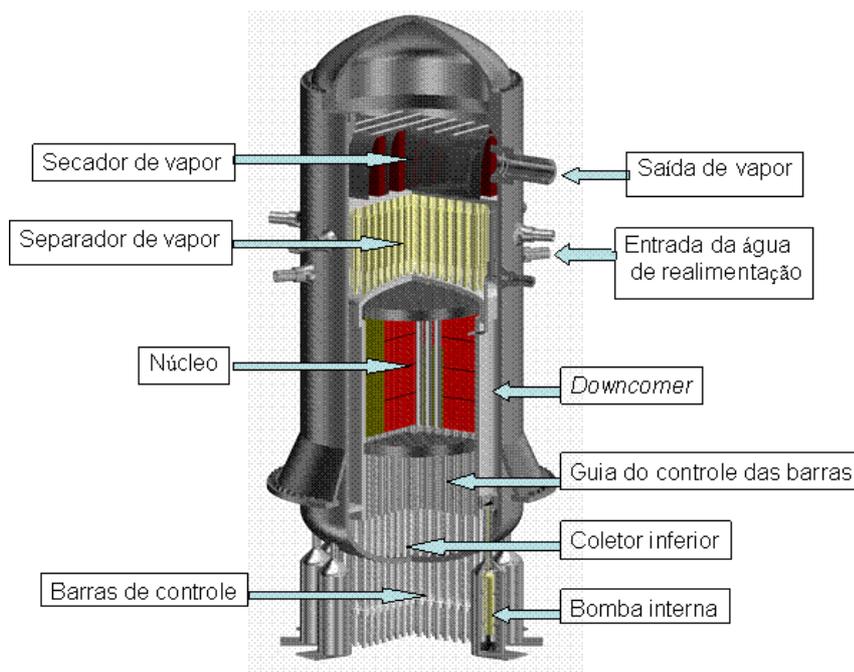


Figura 2.3. Corte do vaso de um ABWR.

- ESBWR - Projeto documentado pela *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) nos Estados Unidos em 2005. Projetado pela *General Electric Hitachi* na geração III+. O ESBWR faz uso de forças gravitacionais fazendo com que opere em modo de circulação natural. Com a instalação de uma chaminé de aproximadamente 7,2 m entre o núcleo e os separadores de vapor, provocando um deslocamento de massa d'água maior dentro do vaso de pressão, e assim aumentando a CN e eliminando as bombas de recirculação. Faz uso de segurança passiva e tem um projeto mais econômico e simplificado. O tempo de uso é de 60 anos. O vaso do reator com suas principais características são mostrados na Figura 2.4.

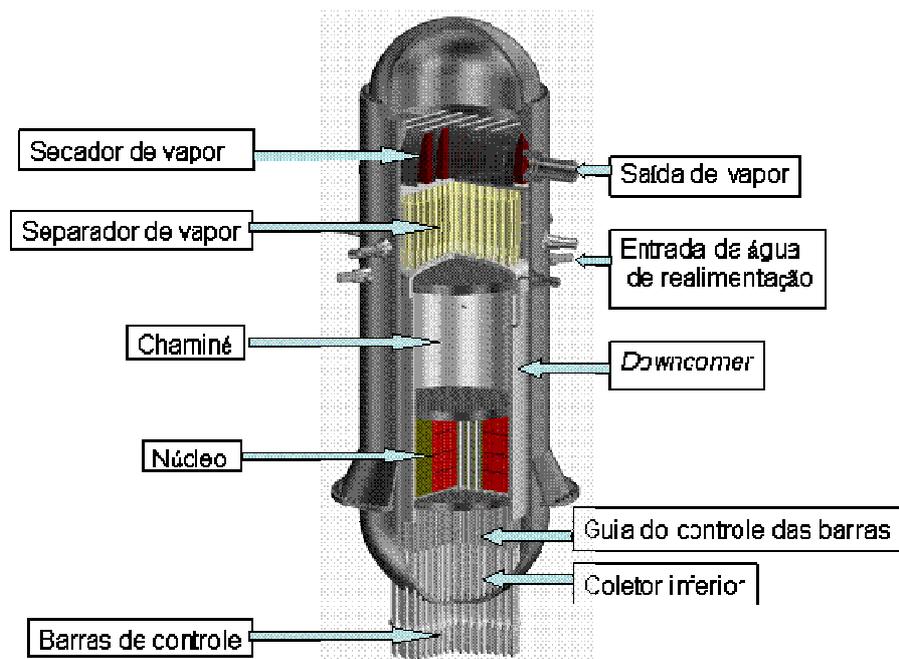


Figura 2.4. Corte do vaso do ESBWR.

A Tabela 2.2 compara alguns parâmetros como potência, número de elementos combustíveis e densidade de potência entre quatro modelos de BWRs.

Tabela 2.2. Características gerais de 4 modelos de BWRs.

Parâmetros	BWR/4	BWR/6	ABWR	ESBWR
Potência (MWt/MWe)	3293/1093	3900/1360	3926/1350	4500/1590
Nº de elementos combustíveis	764	800	872	1132
Comprimento/diâmetro do vaso (m)	21,9/6,4	21,8/6,4	21,1/7,1	27,7/7,1
Comprimento ativo do combustível (m)	3,7	3,7	3,7	3,0
Densidade de potência (KW/l)	50	54,2	51	54
Bombas de recirculação	2 (grandes)	2 (grandes)	10	0
Bombas do sistema de segurança	9	9	18	0
Gerador de segurança a diesel	2	3	3	0

Fonte: GE, 2006

2.4. Funcionamento de um BWR

Os reatores BWR são projetados de maneira que os maiores fluxos de calor obtidos em condições operacionais normais atinjam cerca de 50% dos valores previstos para o fluxo de calor crítico. Este tipo de reator nuclear possui também coeficiente de temperatura negativo, de maneira que se a potência térmica do reator aumenta e mais ebulição ocorre produzindo, portanto maior quantidade de vapor de água, a reatividade do reator diminui e a potência do mesmo tende a diminuir. Este é um efeito seguro e auto-estabilizante, tornando possível controlar o reator também por meio da variação da taxa de escoamento do refrigerante pelo núcleo. Por exemplo, caso seja necessário reduzir a potência do reator, diminui-se a vazão do refrigerante, provocando como consequência um aumento na quantidade de vapor produzido, o que causa uma redução de potência do reator sem a necessidade de acionar as barras de controle. A Figura 2.5 mostra os principais componentes de um reator BWR. A água desmineralizada que sai da turbina passa por um aquecedor no qual é bombeada para o vaso do reator. Essa água recebe o nome de *feedwater* ou água de realimentação. As bombas de recirculação têm a função de aumentar a vazão e assim a transferência de calor entre as varetas dos elementos combustíveis e o refrigerante. O vapor gerado dentro do vaso do reator sai por uma tubulação ligada à turbina, ou seja, a de linha de vapor. O vapor gira as palhetas da turbina gerando energia elétrica.

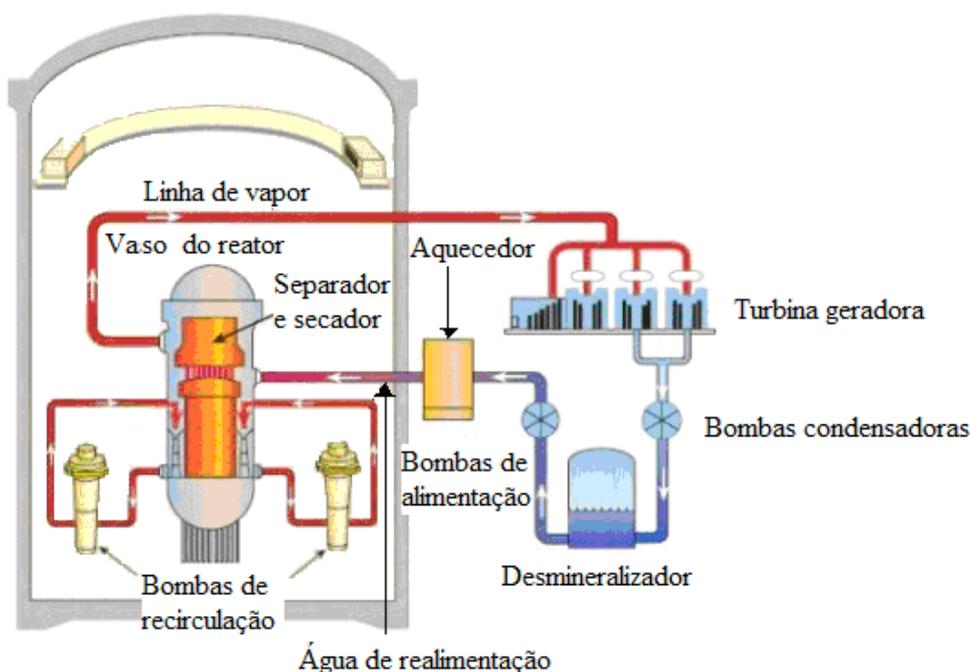


Figura 2.5. Diagrama de um reator BWR.

A água se torna radioativa ao passar através do núcleo do reator e então todos os componentes do sistema de vapor (turbinas, condensadores, pré-aquecedores, bombas, tubulações, etc.) devem ser blindados. A pressão em um BWR é de, aproximadamente, 70 atm, ou seja, cerca da metade da pressão em um PWR, implicando que o vaso de pressão de um BWR não necessita ser tão espesso como o do PWR. Contudo, a densidade de potência (watt/cm^3) em um BWR é menor que no PWR, fazendo com que as dimensões do vaso de pressão do BWR sejam maiores que de um PWR de mesma potência. Sob o ponto de vista do custo do vaso de pressão estes dois fatores se compensam. A configuração interna de um BWR é mostrada na Figura 2.6 onde o fluxo do refrigerante é indicado por setas. A partir da parte inferior do vaso de pressão, chamada “lower plenum” a água se movimenta para cima através do núcleo do reator recebendo calor sensível, aquecendo-se até atingir a temperatura de ebulição, quando, então, vaporiza-se absorvendo o calor latente de vaporização. Quando o refrigerante atinge a parte superior do núcleo chamada “upper plenum”, ele é uma mistura de vapor e água líquida, passando pelos separadores de vapor que remove quase toda água. O vapor passa pelo secador que remove o restante de água, dirigindo-se para a turbina. A água removida pelos separadores de vapor e secadores se mistura com a água de alimentação proveniente do condensador e passa para a parte inferior do vaso por uma região anular externa ao núcleo entre o envoltório do núcleo e o vaso, chamada de “downcomer”, e retorna para a região “lower plenum”. É o sistema de recirculação que faz com que a água circule dentro do reator. Este sistema é constituído por dois circuitos externos ao vaso do reator, cada um tendo uma bomba de recirculação. As bombas retiram a água do reator e a bombeiam, com alta pressão, através de um distribuidor para certo número de bombas de jato (18 a 24 dependendo da potência do reator). A água de recirculação penetra na bomba de jato pelo bico de entrada, com alta velocidade, arrastando certa quantidade de água para a parte inferior do reator. A água do bico de entrada da bomba e a água succionada emergem da sua parte inferior para a superior do vaso de pressão. Um BWR do tipo descrito produz vapor saturado com uma temperatura de cerca de 290°C e uma pressão em torno de 70 atm, tendo uma eficiência térmica da ordem de 33-34% (LAMARSH e BARATTA, 1966).

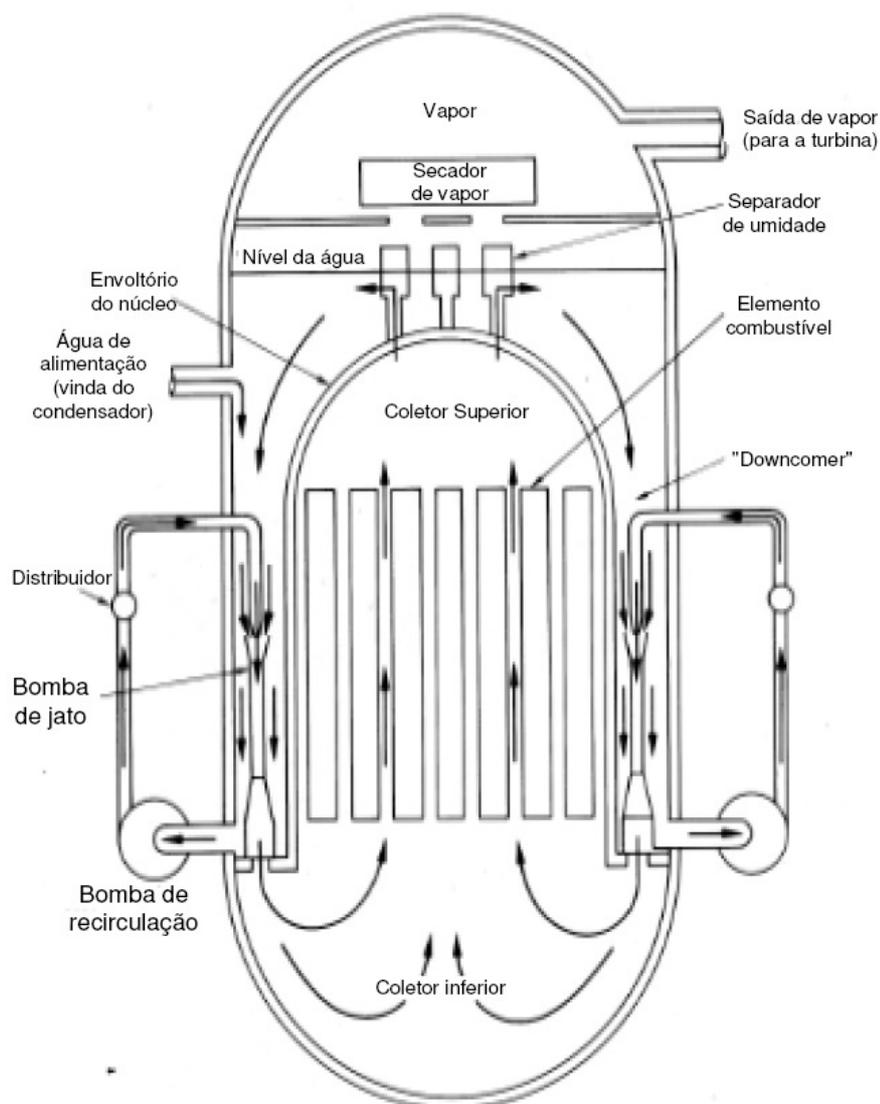


Figura 2.6. Diagrama esquemático do núcleo de um reator BWR.

O combustível nuclear é essencialmente o mesmo que o de um PWR, isto é, pastilhas de UO_2 com 10,6 mm de diâmetro e 12 mm de comprimento. Estas pastilhas são acondicionadas em tubos com revestimento feitos de Zircaloy-2, formando assim as varetas combustíveis. Por sua vez, estas varetas combustíveis são posicionadas segundo elementos quadrados de 7 x 7 ou 8 x 8 com 14 cm de lado. Estes elementos contendo os elementos combustíveis, em conjunto, formam o núcleo. Dependendo da potência do reator há aproximadamente 580 elementos combustíveis deste tipo em um núcleo com 4,7 m de diâmetro e 3,75 m de altura, totalizando uma carga de combustível igual a 140 toneladas. O espaçamento existente entre as varetas combustíveis é um pouco maior que em um reator PWR, fato que torna o diâmetro do núcleo um pouco maior. O urânio

contido no combustível é enriquecido entre 1,7% e 2,5% em ^{235}U . O vaso de pressão tem 21,6 m de altura e 6,05 m de diâmetro interno, apresentando uma parede com espessura igual a 152 mm (TERREMOTO, 2004). As barras de controle de um BWR penetram o núcleo de baixo para cima. Cada barra de controle possui seu próprio mecanismo de movimentação, que é operado hidraulicamente. O material utilizado nas barras de controle é Carboneto de Boro (B_4C).

2.5. Circulação Natural

A remoção de calor residual em usinas nucleares de primeira e segunda geração ocorre por meio de um sistema de segurança ativo, cujo princípio de funcionamento baseia-se na circulação forçada do refrigerante através do núcleo. Este sistema permanece fora de serviço quando o reator está em operação, porém está pronto para entrar em operação no caso de parada do reator, na ocorrência de acidente, ou ainda, durante operações de troca de combustível. Os sistemas de segurança são considerados ativos no sentido de envolverem comandos ou operações, elétricas ou mecânicas, e também de necessitarem de fonte externa de alimentação. Objetivando-se diminuir a dependência destes agentes externos e conseqüentemente aumentar a segurança, o desenvolvimento dos novos projetos de reatores traz mudanças significativas nas atuais usinas nucleares. Os sistemas ativos serão substituídos tanto quanto possível por sistemas de segurança passivos e ou intrínsecos, que dependem somente de fenômenos físicos tais como a gravidade, a circulação natural e a resistência a altas temperaturas, não necessitando de atuação externa para seu funcionamento (CUNHA, 2009).

A tendência dos reatores avançados é que estes incorporem sistemas de remoção de calor residual por convecção natural. O fenômeno da circulação natural ocorre devido à presença de um gradiente de temperatura, que induz a presença de um gradiente de densidade. Entretanto, em um fluido limitado superior e inferiormente por temperaturas diferentes, em que a temperatura inferior é maior que a temperatura superior, a presença do gradiente de densidade ocasionado pelo gradiente de temperatura não garante a existência de correntes de convecção livre. É necessário que esta diferença de temperatura exceda um determinado valor crítico, a partir do qual as condições no interior do fluido tornam-se instáveis e as forças de empuxo tornam-se capazes de superar a influência retardadora das forças viscosas (INCROPERA e DE WITT, 2002). A densidade do fluido é maior nas camadas superiores fazendo com que

exceda as forças que atuam nas camadas inferiores devido à força gravitacional. Desta forma, o fluido mais pesado passa a escoar no sentido descendente, aquecendo-se no processo, enquanto o de menor densidade tende a realizar um movimento ascendente, resfriando-se à medida que se movimenta. Este movimento contínuo de fluido que passa a existir é, em outras palavras, a circulação natural, e que por conseqüência, realiza a transferência de calor entre duas regiões. A remoção do calor residual é uma questão fundamental para a diminuição do risco de acidentes com liberação de radiação. Para solucionar este problema, a concepção dos reatores nucleares de terceira e quarta geração, além de atender a um conjunto de objetivos que incluem a redução de rejeitos, competitividade econômica, resistência à proliferação, etc., adotou uma forma de remoção de calor residual baseado no fenômeno da circulação natural do refrigerante. A circulação natural é característica tanto dos projetos evolucionários de reatores como dos projetos inovadores de reatores.

Portanto, dentro desta nova concepção, o sistema passivo de remoção residual de calor, deverá ser projetado para atender a certos requisitos que tornem as novas usinas nucleares mais simples, com menor custo de projeto e maior confiabilidade, e principalmente, intrinsecamente seguras contra grande parte dos acidentes com perda de refrigerante, exceto rupturas e sabotagem, posto que o sistema não necessitará de comandos ou operações, elétricas ou mecânicas, e também de fonte externa de alimentação. Naturalmente, como é praxe em qualquer projeto tecnológico, este novo conceito deve ser intensivamente investigado no nível de pesquisa em sistemas experimentais antes que se possa adotar um sistema que faça uso da circulação natural para a remoção do calor residual dos produtos de fissão em uma instalação real.

Algumas situações normais de operação de um BWR permitem que o mesmo opere no modo de circulação natural. Porém, tem sido verificado que tal condição pode levar a potência do reator a sofrer instabilidades devido a variações nos parâmetros termo-hidráulicos que podem afetar o regime estacionário do reator. O comportamento de um BWR operando sob o modo de circulação natural foi estudado através de simulações de casos transitórios com códigos acoplados no presente trabalho.

2.6. Transferência de Calor por Ebulição

A Figura 2.7 apresenta o comportamento da transferência de calor por convecção de uma superfície aquecida à temperatura T_p (como a superfície externa do

revestimento de um elemento combustível, por exemplo) para a água que escoar ao longo desta superfície, sendo a temperatura de saturação da água igual a T_{sat} . Enquanto T_p for menor que T_{sat} , a ebulição da água não ocorrerá e a transferência de calor será monofásica. Quando T_p exceder T_{sat} , é possível que a ebulição da água se inicie, dependendo da temperatura T_b em que se encontra a massa de água como um todo e do fluxo de calor na superfície aquecida. Enquanto T_b for significativamente menor que T_{sat} e o fluxo de calor for baixo, a água não entrará em ebulição. Este comportamento é mostrado na região 1 da Figura 2.7, caracterizada pela transferência de calor monofásica. Entretanto, conforme o fluxo de calor aumenta, resultando em um aumento de T_p , torna-se possível que a ebulição da água se inicie mesmo com a temperatura T_b permanecendo menor que T_{sat} . Este fenômeno é denominado ebulição subresfriada, ocorrendo em fluxos de calor elevados mediante os quais a temperatura da camada de água em contato com a superfície aquecida atinge a temperatura de saturação enquanto a temperatura da massa de água como um todo permanece mais baixa. Conforme as bolhas formadas na superfície aquecida se movimentam em meio à massa de água mais fria, elas rapidamente se condensam e colapsam, porém o aumento de turbulência devido ao movimento destas bolhas acaba causando um aumento no valor do coeficiente de transferência de calor. Este aumento do coeficiente de transferência de calor é indicado na Figura 2.7 pela parte íngreme da curva situada entre as regiões 1 e 2. Quando a temperatura da massa de água aumenta e se torna igual à temperatura de saturação, a ebulição passa a ocorrer em todo o volume de água, estabelecendo-se plenamente. Bolhas de vapor formam-se na massa de água.

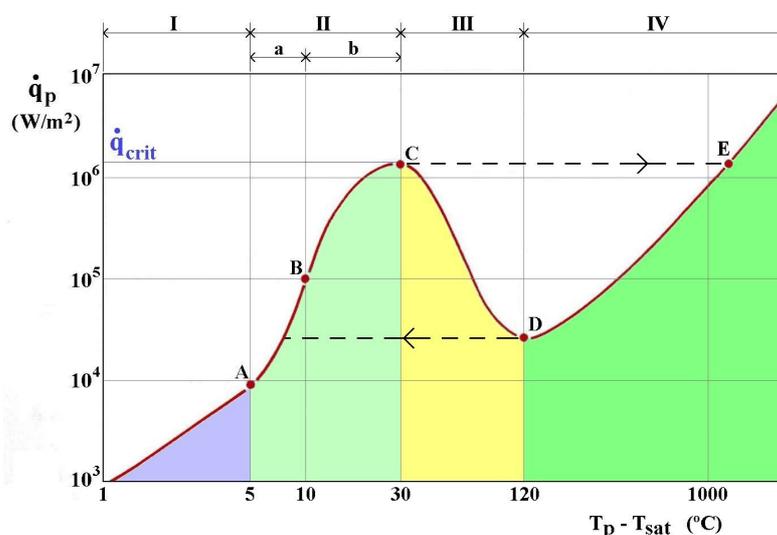


Figura 2.7. Curva da transferência de calor por ebulição.

A turbulência causada pela formação de bolhas de vapor e pelo movimento que estas provocam na massa de água ao se afastarem da superfície aquecida faz com que o coeficiente de transferência de calor aumente ainda mais, resultando na forma íngreme bastante acentuada exibida pela curva na região 2 da Figura 2.7. Nesta região, denominada região de ebulição nucleada, o fluxo de calor aumenta rapidamente com apenas um pequeno aumento na temperatura da superfície aquecida. Com o aumento da ebulição nucleada, a superfície aquecida vai sendo crescentemente envolvida por bolhas de vapor que, tendo um efeito de isolamento térmico, dificultam a transferência de calor e causam uma diminuição no valor do coeficiente de transferência de calor. Como consequência, a curva mostrada na Figura 2.7 começa a decrescer. Um fluxo de calor denominado desvio da ebulição nucleada – *Departure from Nucleate Boiling* (DNB) – é então atingido. Nestas circunstâncias, se o fluxo de calor na superfície aquecida for aumentado ainda mais, a taxa de transferência de calor diminuirá devido ao aumento da resistência térmica da camada de vapor que se encontra ao redor da superfície aquecida. Isto causa um estado instável de ebulição parcial da camada de água, mostrado na região 3 da Figura 2.7, podendo nestas condições ocorrer passagem direta do ponto C para a região 4, uma vez que a camada de vapor é contínua ao longo da superfície aquecida, ebulição estável da camada de água se estabelece, de maneira que qualquer aumento adicional da temperatura da superfície causará um aumento do fluxo de calor. Entretanto, devido ao fato de o coeficiente de transferência de calor ser razoavelmente baixo por causa da camada de vapor, o aumento do fluxo de calor é muito menos acentuado que na região de ebulição nucleada, conforme mostra a região 4 da Figura 2.7. Em tais condições, até mesmo aumentos pequenos no fluxo de calor podem causar aumentos grandes na temperatura T_p da superfície, o que pode torná-la suficientemente elevada a ponto de provocar danos, como por exemplo, o derretimento da superfície (TERREMOTO, 2004). A ocorrência deste tipo de situação em um reator nuclear deve ser evitada de qualquer maneira, pois a fusão do revestimento de combustíveis nucleares causa a liberação de produtos de fissão no refrigerante, além de outras consequências sérias que podem caracterizar um acidente grave.

O fluxo de calor correspondente ao pico da curva no ponto C da Figura 2.7, que constitui o desvio da ebulição nucleada (DNB), é também conhecido como fluxo de calor crítico – *Critical Heat Flux* (CHF). Trata-se do máximo fluxo de calor permissível em um reator refrigerado a água fervente (BWR), pois qualquer tentativa de aumentar o fluxo de calor acima deste valor resulta em uma transição de ebulição nucleada em C

para ebulição de camada em E, acompanhada de um aumento brusco na temperatura da superfície, o que pode causar fusão da mesma. É importante conseguir prever o fluxo de calor crítico em um reator no qual pode ocorrer ebulição da água. Tal tipo de reator inclui não apenas reatores do tipo BWR, nos quais ebulição nucleada ocorre durante a operação normal, mas também reatores PWR nos quais ebulição sub-resfriada ou ebulição nucleada podem ocorrer. Muito trabalho experimental foi feito para desenvolver correlações empíricas que envolvem, entre os parâmetros relevantes, o fluxo de calor, as temperaturas da superfície e do fluido, a pressão do fluido, a velocidade de escoamento do fluido, a fração de vazios (ou título de vapor) e as dimensões do sistema. Em linhas gerais, pode-se afirmar que estes parâmetros afetam o fluxo de calor crítico da seguinte forma: a) aumento da pressão pode causar diminuição do valor do fluxo de calor crítico, b) aumento da velocidade de escoamento do fluido causa aumento do valor do fluxo de calor crítico, c) aumento da fração de vazios causa diminuição do valor do fluxo de calor crítico.

O fluxo de calor $\frac{Q}{A}$ (W/m^2) durante a ocorrência de ebulição nucleada pode ser relacionado à temperatura da superfície aquecida por meio da seguinte equação (TERREMOTO, 2004):

$$\frac{Q}{A} = C.(T_p - T_{SAT})^n \quad (1)$$

onde C e n são constantes. O coeficiente C é um coeficiente que depende da pressão e da geometria do canal. O valor de n é cerca de 4, sendo portanto evidente que o fluxo de calor aumenta rapidamente com o aumento da temperatura T_p da superfície durante a ebulição nucleada. Este fato é mostrado na região 2 da Figura 2.7.

2.7. Principais transitórios em BWRs

De acordo com um documento da Agência de Energia Nuclear (NEA) (OECD, 2004c) cenários de transientes que envolvem consideráveis mudanças de reatividade são descritos abaixo:

- Eventos de sobrepresurização (*Overpressurisation*).
- Acidente com grande perda de refrigerante - *Large Break Loss of Coolant Accidents* (LBLOCAs).
- Retirada de barras de controle.

- Diminuição da temperatura da água de alimentação.
- Aumento na vazão pela bomba de recirculação principal.
- Transiente antecipado sem desligamento - *Anticipated Transient Without Scram* (ATWS).
- Eventos de instabilidade TH/NK acoplados ao núcleo.

Cada evento acima será descrito resumidamente a seguir.

2.7.1. Sobrepressurização

Eventos de excesso de pressurização são causados, por exemplo, pelo fechamento da turbina (*Turbine Trip*) sem passagem pelo condensador e principalmente pelo fechamento da válvula de isolamento da linha de vapor – *Main Steam Line Isolation Valve* (MSIV).

O fechamento da turbina (TT) sem passagem pelo condensador é relativamente freqüente em operações em BWR. O fechamento rápido da válvula de isolamento da turbina provoca a propagação de uma onda de pressão positiva da válvula da turbina para o vaso de pressão do reator – *Reactor Pressure Vessel* (RPV) e alcança o topo do núcleo (através do secador e separador de vapor) e o fundo (através do coletor inferior e o *downcomer*).

2.7.2. Acidente com grande perda de refrigerante (LBLOCA)

Acidentes com perda de refrigerante (LBLOCA) é um Acidente de Base de Projeto – *Design Basis Accident* (DBA) para BWRs com linhas de recirculação externas. A origem do acidente é a ruptura da linha de recirculação resultando em perda de refrigerante. Do ponto de vista da reatividade, a rápida despressurização aumentará rapidamente o vazio no núcleo levando a diminuição da potência no mesmo devido à realimentação de reatividade. Esse acidente provoca o acionamento imediato do sistema de desligamento e com isso rapidamente as fissões no núcleo são diminuídas.

2.7.3. Retirada das barras de controle

A principal função das barras de controle em um reator é 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 (DUDERSTADT e HAMILTON, 1976). Um evento inadvertido de retirada das barras de controle pode ser caracterizado, por exemplo, pela ejeção de uma única barra de controle do núcleo com alto valor de reatividade que provoca uma excursão grave de potência.

2.7.4. Aumento na vazão pela bomba de recirculação principal

Normalmente a potência do núcleo é controlada pela vazão e, portanto pela velocidade das bombas de recirculação. Um inadvertido aumento da vazão provocado pelas bombas de recirculação pode ser causado pelo mau funcionamento 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.

2.7.5. Transitório antecipado sem desligamento (ATWS)

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 é devido a alguma falha do sistema de segurança. Portanto, o transitório não é terminado por um *scram* podendo assim causar conseqüências graves para o reator. Esse tipo de evento é considerado como um dos piores acidentes.

2.7.6. Eventos de instabilidade TH/NK acoplados ao núcleo

Se o sistema retorna ao estado estacionário original após uma perturbação, então o sistema é considerado estável. Entretanto, se o sistema continua oscilando com a mesma amplitude, é considerado neutramente estável (NAYAK e VIJAYAN, 2008). Se o sistema oscila aumentando a amplitude, então o sistema é considerado instável. Para todos os casos de instabilidade, a amplitude de oscilação é limitada pela não linearidade do sistema e oscilações de ciclos limitados (no qual podem ser caóticos ou periódicos) é

eventualmente estabelecida. As séries temporais de oscilações de ciclos limitados podem exibir característica similar às condições neutramente estáveis. Além disso, até em casos de estado estacionário, especialmente para sistemas bifásicos com vazão lenta, pequenas amplitudes de oscilações são visíveis. Assim, especialmente durante experimentos, freqüentemente torna-se necessário quantificar a amplitude de oscilações como certa porcentagem do valor do estado estacionário. Amplitudes maiores que mais ou menos 10% do valor médio são freqüentemente consideradas como uma indicação de instabilidade. Entretanto, alguns autores recomendam o uso de mais ou menos 30% do valor de corte (MOCHIZUKI, 1992).

Instabilidades são indesejáveis como, por exemplo, oscilações de vazão contínuas que podem causar vibrações mecânicas dos componentes. Além disso, a ocorrência de fluxo de calor crítico (CHF) pode ser induzida pela oscilação de vazão como também outros indesejáveis efeitos secundários como oscilações de potência em BWRs. Instabilidades podem também perturbar o sistema de controle e causar problemas operacionais em reatores nucleares. Durante anos, vários tipos de instabilidades têm sido observados em sistemas de circulação natural provocados por diferentes mecanismos (NAYAK e VIJAYAN, 2008).

2.8. Instabilidades fora de fase e “core-wide”

Do ponto de vista de segurança em BWR, o mais importante tipo de instabilidade de potência é devido a oscilações de reatividade provocadas por mecanismos termo-hidráulicos. Dois tipos de instabilidade têm sido caracterizados (COSTA *et al.*, 2008a):

- Instabilidade “core-wide”. Neste caso, todas as variáveis (potência, vazão, pressão, etc.) oscilam em fase determinando um ciclo limitado; do ponto de vista de segurança, este tipo de instabilidade tem relevância pequena, exceto se associada com um ATWS.
- Instabilidade fora de fase. Neste caso, as instabilidades ocorrem causando oscilações de potência assimétricas; em um dado instante de tempo, enquanto parte do núcleo do reator apresenta baixa potência o oposto ocorre na outra parte. Esse comportamento tem implicações relevantes na segurança de operação do reator.

Durante instabilidades fora de fase, a potência média pode permanecer essencialmente constante. O sistema de segurança de um reator BWR, através dos sinais de potência médios recebidos por sensores, é capaz de estabilizar grandes oscilações fora de fase no núcleo sem resultar no desligamento automático do reator.

Oscilações de potência podem ter uma influência indesejada na integridade do combustível de acordo com os níveis de amplitude. Para o combustível do tipo UO_2 , o ponto de fusão é de 3073,15 K. Temperatura excessivamente alta no combustível pode causar mudanças de suas propriedades físicas e, além disso, a baixa condutividade térmica das pastilhas combustíveis cerâmicas e altos gradientes de temperatura podem causar a dilatação destas pastilhas e posteriormente a ruptura (DUDERSTADT e HAMILTON, 1976).

2.9. Mapa potência/vazão

A Figura 2.8 mostra um exemplo do mapa potência-vazão para um BWR típico. A parte direita abaixo é a região de operação permitida. A região cinza é uma região em que podem ocorrer oscilações, portanto esta região só é permitida para o reator trabalhar se medidas especiais forem tomadas. A região de trabalho mostrada no mapa na cor preta é proibida, pois afeta a estabilidade (HÄNGGI, 2001). Na Figura 2.8 podemos ver a linha das barras a 100%, também chamada de linha controle-vazão a 100%. Essa linha passa através do ponto de operação normal do BWR no mapa potência-vazão, no qual as barras de controle não movem nesta linha. Por isso, pontos de operação na linha são identificados pelo valor fixo de reatividade. BWRs operam nesta linha quando o reator é ligado e desligado através do controle da vazão pelas bombas de recirculação (DORNING, 2002).

Condições correspondentes a cerca de 50% de potência e 30% de vazão na entrada do núcleo pode ser vista como a área no mapa de potência-vazão onde há alta probabilidade de ocorrer oscilações. A própria vazão bifásica fornece um potencial para comportamentos oscilatórios e a alta realimentação entre densidade do moderador e potência acentua os efeitos sob certas condições. Oscilações de potência em fase ou fora de fase têm sido atualmente observadas em ambos os modos (COSTA *et al.*, 2008b).

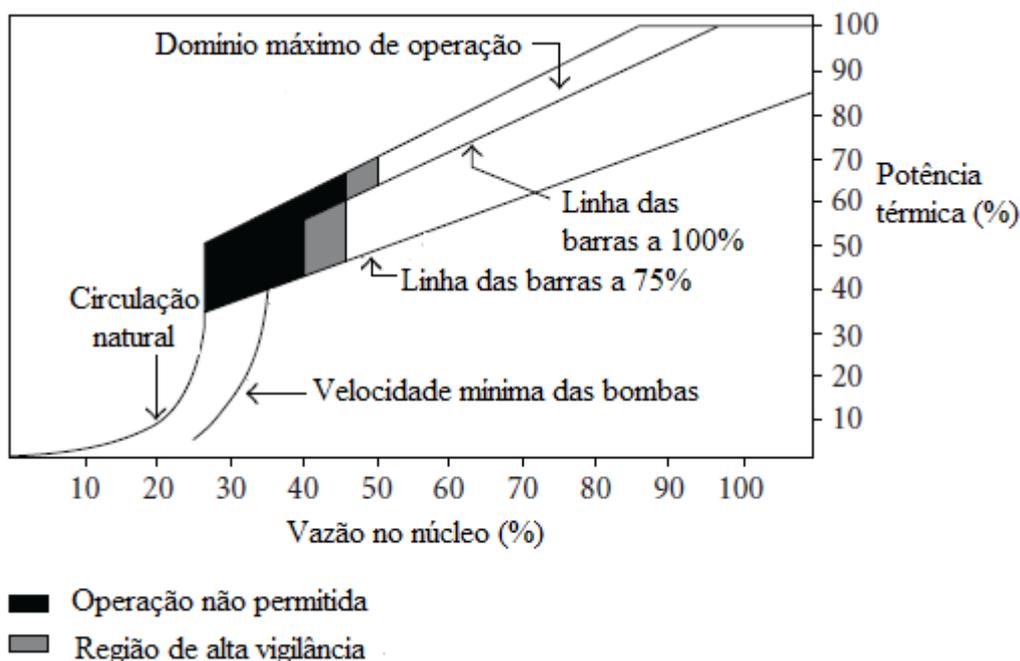


Figura 2.8. Mapa da potência-vazão para um BWR típico.

2.10. Instabilidades em BWR inadvertidas e induzidas

Vários eventos de instabilidade ocorreram em reatores BWRs de maneira inadvertida e outros foram induzidos intencionalmente para experimentos. Essas instabilidades foram identificadas como oscilações periódicas do fluxo de nêutrons através de informações fornecidas pela instrumentação nuclear caracterizada principalmente pelos monitores de potência local, *Local Power Range Monitors* (LPRMs), e monitores de potência média, *Average Power Range Monitors* (APRM). Detectores LPRM fornecem informações sobre o fluxo de nêutrons local e pertencem ao sistema de vigilância da potência local. Os detectores APRM pertencem ao sistema de vigilância da potência média, e usam vários sinais fornecidos pelos LPRM para obter a potência média em um dado nível do núcleo do reator.

O primeiro caso de instabilidade ocorreu em 1984 na Central Nuclear Caorso. Esse foi o primeiro caso que um reator oscilava em modo fora de fase, de forma que a metade do núcleo aumentava a potência, e a outra metade diminuía, resultando em uma potência média constante, mas com fortes oscilações na potência local (PEREIRA, 1993).

Um dos eventos de instabilidade inadvertidos ocorreu na usina americana LaSalle em 1988. Durante uma rotina de teste de vigilância, um procedimento técnico

inadvertido causou o desligamento das bombas de recirculação. Como consequência, a taxa de vazão do núcleo foi rapidamente reduzida de 76% para 29%, correspondendo à condição de circulação natural. Com isso, ocorreu isolamento de algumas linhas de extração de vapor que conduzem aos pré-aquecedores. O resultado desta ação foi o resfriamento do fornecimento de FW para o núcleo. Entre quatro e cinco minutos depois da parada das bombas, o operador observou oscilações de potência com escala de amplitude entre 25 e 50% do valor médio. O reator desligou automaticamente cerca de sete minutos após as bombas terem sido desligadas com alto fluxo de nêutrons e com 118% de potência. Esse acidente foi analisado em muitos trabalhos, como por exemplo, em (AMBROSINI *et al.*, 1995) e (D'AURIA *et al.*, 1996).

Em 1995, no BWR/5 Laguna Verde, ocorreu um evento de instabilidade durante o processo de partida do reator. No início a potência era de 34% e diminuía lentamente. O operador aumentou a vazão para estabilizar o nível de potência, com isso, a população de nêutrons começou a oscilar e o núcleo se tornou instável. A potência começou a oscilar alcançando 10%. O operador desligou o reator inserindo as barras de desligamento. A análise dos sinais de fluxo de nêutrons mostrou que a transição da estabilidade para instabilidade é um processo gradual que pode ser parado pela indicação de alarme prévio (BLAZQUEZ e RUIZ, 2003). Nenhum dano foi provocado na usina.

Em fevereiro de 1998, o BWR Oskarshamn-3 passou por oscilações de potência. Uma revisão das possíveis causas desta instabilidade (KRUNERS, 1998) e mostrou que a seqüência de movimento das barras de controle pode ter sido a causa deste evento.

Em novembro de 2001, ocorreu oscilação no fluxo de nêutrons em fase na usina Philippsburg-1 depois de um transitório na temperatura de FW. Um evento similar ocorreu no sueco BWR Oskarshamn-2 em fevereiro de 1999. Em ambos os eventos, o reator foi desligado, e assim, terminou a oscilação do fluxo de nêutrons. Porém o reator somente foi desligado quando alcançou o valor-limite de 120% e 130% de níveis de potência, respectivamente. Em ambos os casos, a inserção das barras de controle foi ativada muito tarde e, portanto, o reator teve de ser desligado quando alcançou o valor-limite de desligamento (MAQUA *et al.*, 2002/2003).

Depois destes eventos de instabilidades, autoridades de todos os países exigiram revisões de características de estabilidade de seus BWRs. As autoridades incluíram a necessidade de análises nos relatórios de segurança e mudanças nos procedimentos dos sistemas de segurança das usinas.

Vários eventos de instabilidade ocorreram em usinas BWRs, onde foram induzidos intencionalmente para experimentos, como, por exemplo, a série de testes de estabilidade para o *trip* da turbina (TT) e os testes de estabilidade na região de operação em baixa vazão e alta potência, *low flow stability tests* (LFST), que foram realizados no BWR Peach-Bottom-2 em 1977. Os testes de estabilidade do tipo LFST foram realizados à mínima velocidade das bombas de recirculação na região do mapa potência-vazão onde oscilações têm alta probabilidade de ocorrer (CARMICHAEL e NIEMI, 1978).

Outros testes de estabilidade foram realizados no BWR Forsmark-1, em janeiro de 1989, durante o início da operação depois do desligamento devido a um TT. No total, 36 sinais disponibilizados pelos APRM e LPRM foram gravados em um computador, com dados da vazão total no núcleo e vazão por alguns canais. Esses dados foram usados para validação de técnicas de análise, por exemplo, como em (OGUMA, 1995).

Em 1990, um teste de estabilidade foi conduzido no BWR Leibstadt para análise de capacidade do sistema de monitoramento em superar certas situações de operações. As oscilações de potência foram transformadas do modo “*core-wide*” para o modo “fora de fase” pela retirada de algumas barras de controle: a oscilação foi suprimida então pela diminuição da potência (OECD, 2004a).

O projeto NACUSP, começou em dezembro de 2000, investigando circulação natural e estabilidade em BWRs. Um dos principais objetivos é entender a física dos fenômenos envolvidos durante o início da fase de resfriamento de um BWR em modo de circulação natural. Este projeto tem por finalidade também o fornecimento de dados experimentais e validações códigos de análise termo-hidráulica em regiões de operações com baixa pressão e baixa potência nestes reatores (AGUIRREA *et al.*, 2005).

2.11. Métodos e ferramentas para análise de instabilidades em BWR

Muitos modelos numéricos e códigos computacionais foram desenvolvidos para estudar instabilidades. Esses métodos têm sido validados usando dados fornecidos por sinais de vários testes experimentais e por eventos inadvertidos, conforme descritos anteriormente.

Programas de computador desenvolvidos para modelagem e simulação do comportamento de uma usina nuclear são chamados de sistema de códigos. As boas

concordâncias encontradas entre análises computacionais e dados experimentais contribuem para um melhor entendimento de fenômenos de instabilidade em BWRs.

A aplicação de códigos termo-hidráulicos (TH) e neutrônicos (NK) para análise de reatores LWR foi exaustivamente discutida em três volumes editados pelo projeto, *Critical Issues in Nuclear Reactor Technology: A State-of-the-art Report* (CRISSUE-S), (OECD, 2004a, OECD, 2004b, OECD, 2004c). O projeto CRISSUE-S trata da interação entre cinética dos nêutrons e a termo-hidráulica afetando a moderação de nêutrons e influenciando o desempenho de uma usina nuclear.

Será feita uma breve descrição de códigos TH e NK nas duas próximas seções. O foco maior será nas atuais técnicas de acoplamento de códigos que serão discutidas na seção 2.11.3.

2.11.1. Códigos de análise termo-hidráulica

A avaliação de segurança de uma usina nuclear está relacionada à capacidade de determinar a distribuição espacial e temporal das condições termo-hidráulicas associadas às fontes de calor por todo o sistema de resfriamento do reator, e especialmente na região do núcleo.

Os códigos de análise de acidentes nucleares, por exemplo, RELAP5 e TRAC-BF1, são ferramentas que normalmente podem ser aplicadas para a análise de segurança de uma usina nuclear e avaliações na resposta da usina quanto a perturbações durante o processo de operação. As experiências acumuladas nas análises de segurança em reatores nucleares foram importantes para o processo de validação de diversos códigos em diversas áreas. Entretanto, ainda existem áreas de aplicações de códigos que revelam experiência limitada, como em um transitório de parada das bombas de recirculação o qual pode afetar a estabilidade do reator provocando sérios riscos à segurança do mesmo. Por isso, é essencial simular cuidadosamente a distribuição da vazão na entrada do núcleo do reator, bem como o comportamento de outros parâmetros termo-hidráulicos, através do uso de códigos apropriados, para prever, de maneira o mais próximo possível do real, situações de estado estacionário e de transitório do reator.

2.11.2. Códigos de análise neutrônica

Normalmente, o cálculo neutrônico é realizado em dois passos: primeiramente, seções de choque nuclear são obtidas a partir de dados sobre o tipo de combustível e a composição do núcleo e devem estar em um formato adequado para serem diretamente usadas no segundo passo. As seções de choque são geralmente obtidas resolvendo a integral da equação de transporte de nêutrons para elementos combustíveis individuais, incluindo a probabilidade de dependência dos nêutrons com a energia para reações dos mesmos com vários isótopos (OECD, 2004a).

Existem modelos 1D e 3D para cinética de nêutrons. Obviamente, se o interesse é analisar fenômenos de oscilações regionais, um modelo cinético neutrônico 3D é essencial.

Os resultados destes cálculos incluem seções de choque nodais homogeneizadas para poucos grupos e dados relacionados, incluindo dados de neutrônica, os quais podem ser usados para o segundo passo do procedimento dos cálculos. Neste segundo passo, as equações de difusão 3D multigrupo são solucionadas para fornecer a distribuição do fluxo neutrônico no núcleo do reator como um todo, ou metade ou, ainda, um quarto do núcleo, e então associar a distribuição de potência espacial no núcleo. Isso é realizado usando códigos de difusão nodal como, por exemplo, os códigos PARCS e SIMULATE-3.

2.11.3. Acoplamento entre sistemas termo-hidráulicos e códigos neutrônicos 3D

Atualmente, a indústria nuclear e a comunidade científica tem voltado maior atenção ao desenvolvimento de sistemas de códigos neutrônicos (NK) 3D e termo-hidráulicos (TH) acoplados para investigar diversos eventos relacionados com Acidentes Provocados por Reatividade - *Reactivity-Initiated Accidents* (RIA) e instabilidades de potência. Além disso, acompanhar o comportamento do núcleo durante um evento de inserção de boro ou ejeção de uma barra de controle altamente reativa, por exemplo, é muito mais real utilizando um sistema acoplado. Os sistemas geralmente usadas são chamados de ferramentas de análise “*best estimate*” e descrevem de uma maneira mais realista, os efeitos locais no núcleo do reator e os efeitos de interação dinâmica entre o sistema de maneira geral e o núcleo.

Duas aproximações são geralmente utilizadas no acoplamento entre códigos TH e NK 3D: integração serial e acoplamento de processo paralelo. A integração serial inclui modificação nos códigos, usualmente por implementação de seção neutrônica (por ex., sub-rotinas, funções) dentro do código TH. No processo paralelo o sistema TH e o código NK 3D são executados separadamente e trocam dados necessários durante o cálculo. Neste caso, um esforço considerável é necessário para realizar corretamente a integração, enquanto em casos posteriores somente pequenas modificações serão feitas nos códigos já existentes.

A escolha da técnica de acoplamento pode afetar a estabilidade numérica do sistema de código integrado. Um critério importante a cumprir com um acoplamento hidrodinâmico é que a metodologia deve conservar a massa e energia, como proposto por (WEAVER *et al.*, 2002), o qual apresenta uma metodologia em que o código RELAP5-3D pode ser usado com outros programas de computadores para analisar o desempenho de reatores de potência bem como de instalações experimentais. O RELAP5-3D é um código totalmente integrado a sistemas de códigos TH e NK multidimensionais. A metodologia permite o acoplamento da solução hidrodinâmica de vários programas de forma a preservar massa e energia.

O código RETRAN-3D tem sido usado na análise de transitórios com acoplamento 3D núcleo/usina. O RETRAN-3D foi validado (BARTEN *et al.*, 2006) usando dados experimentais dos testes do *trip* da turbina do Peach Bottom (CARMICHAEL e NIEMI, 1978) de acordo com o documento *Turbine Trip Benchmark* (SOLIS *et al.*, 2001) e obteve boa concordância com os dados medidos. O teste 2 do *trip* da turbina para o Peach Bottom foi caracterizado por uma repentina pressurização do núcleo com variação de potência devido aos mecanismos de realimentação de reatividade. Este evento foi também simulado com o acoplamento TRAC-M/PARCS (LEE *et al.*, 2002) e os resultados tiveram boa concordância com ambos dados do núcleo estático e transitório.

Na Universidade de Pisa, o código TH RELAP5 foi acoplado ao código de análise neutrônica 3D PARCS para simular eventos como teste de transitório do *trip* da turbina no BWR Peach Bottom. Os resultados foram comparados com os dados experimentais disponíveis, e tiveram boa concordância com os mesmos (BOUSBIA-SALAH *et al.*, 2004; BOUSBIA-SALAH, 2004). A mesma metodologia de acoplamento foi usada para investigar o acidente de rápida ejeção das barras de controle em um PWR (CARVALHO JR, 2005). O estudo tem confirmado a consistência entre os

métodos usados para cálculo de transitório 3D e sua alta capacidade de prever a resposta do núcleo durante um acidente de ejeção das barras de controle em um PWR.

O acoplamento dos códigos RELAP5/PARCS foi também usado nesta dissertação para teste de estabilidade em modo de circulação natural para o reator Peach Bottom.

CAPÍTULO 3 – EVENTOS ESTUDADOS

Neste capítulo, o reator Peach Bottom – 2, alvo de estudo desta dissertação, será brevemente descrito. Além disso, os testes realizados nesse reator no ano de 1977 também serão relatados, pois alguns deles serão utilizados como base para as análises do presente estudo. Os dados fornecidos pelos testes de estabilidade em condições de baixa vazão e pelos testes de perturbação de pressão (CARMICHAEL e NIEMI, 1978) serviram para a preparação de um importante *Benchmark* que foi utilizado para a validação de sistemas de códigos acoplados anos depois (SOLIS et al., 2001). A Universidade de Pisa foi um dos participantes de tal *Benchmark* validando o sistema de códigos acoplados RELAP5/PARCS (COSTA, 2007)

Dois dos pontos de operação dos testes realizados foram considerados neste trabalho para análise de transitórios relativos à diminuição da vazão do refrigerante no núcleo do reator como será descrito na seção 3.3.

3.1. Descrição do Reator

O reator *Peach Bottom* está localizado próximo ao rio Susquehanna em York County, no estado da Pensilvânia nos Estados Unidos e é composto por 3 unidades (Figura 3.1). A unidade 1 (1967-1974) era um reator experimental moderado a grafita e refrigerado com Hélio a alta temperatura, o qual produzia 40 MW. Esse reator foi importante no fornecimento de dados para aplicações em usinas maiores.

As unidades 2 e 3 são essencialmente dois reatores idênticos, fabricados pela *General Electric Company* (GE) e são do tipo ciclo direto BWR/4. A usina é controlada pela companhia de eletricidade da Filadélfia (*Philadelphia Electric Company*). Cada unidade fornece 1093 MWe e entraram em operação comercial em 1974. Em 2003, foram licenciadas para funcionar até 2033 e 2034, respectivamente.



Figura 3.1. Usinas nucleares Peach Bottom 1, 2 e 3.

O vaso do reator tem um diâmetro de 6,37 m, e contém 764 elementos combustíveis. O comprimento ativo do núcleo é de 3,66 m. O vaso do reator contém 172 LPRMs. As principais características do reator Peach Bottom-2 podem ser vistas na Tabela 3.1.

A vazão total do núcleo é de 12915 kg/s, em parte controlada pelo sistema de recirculação que é responsável por manter a circulação ativa do refrigerante dentro do núcleo do reator. Para isso, utilizam-se duas bombas de recirculação, onde cada uma contém 10 bombas-jato (*Jet pumps*).

No Peach Bottom-2 existem quatro linhas de vapor principais. Por essas linhas passam o vapor vindo da parte superior do vaso de pressão até a turbina. Ao longo destas linhas de vapor existem 11 válvulas de segurança – *Safety Relief Valves* (SRV). O sistema *bypass* é conectado à linha de vapor principal e pode conduzir o vapor diretamente ao condensador.

Tabela 3.1. Peach Bottom-2 - Principais características.

Tipo	BWR (licença de operação: 2033)
Fornecedor	GE
Operador	Companhia de eletricidade da Filadélfia
Localização	Pensilvânia- EUA
Nº de elementos combustíveis	764
Potência térmica do núcleo	3293 MW
Taxa de vazão total à entrada do núcleo	12915 kg/s
Pressão do núcleo	7,14 MPa
Entalpia à entrada do núcleo	1212,54 kJ/kg
Vazão total de realimentação	1679,68 Kg/s
Temperatura da água de realimentação	464 K
Pressão à entrada da turbina	6,66 Mpa

3.2. Descrições dos Testes de Estabilidade em Condições de Baixa Vazão (LFST- *Low Flow Stability Tests*) e Testes de Fechamento da Turbina (TT - *Turbine Trip*)

Quatro séries de LFST (PT1, PT2, PT3 e PT4) e três testes de TT (TT1, TT2 e TT3) foram realizados no Peach Bottom-2 em 1977 no fim do ciclo 2 (EOC-2). Os testes foram planejados de acordo com a linha de tempo operacional apresentada na Figura 3.2, mas os testes não corresponderam ao planejado, como pode ser visto na Figura 3.3. Os testes TT e LFST são descritos com detalhes por (CARMICHAEL e NIEMI, 1978).

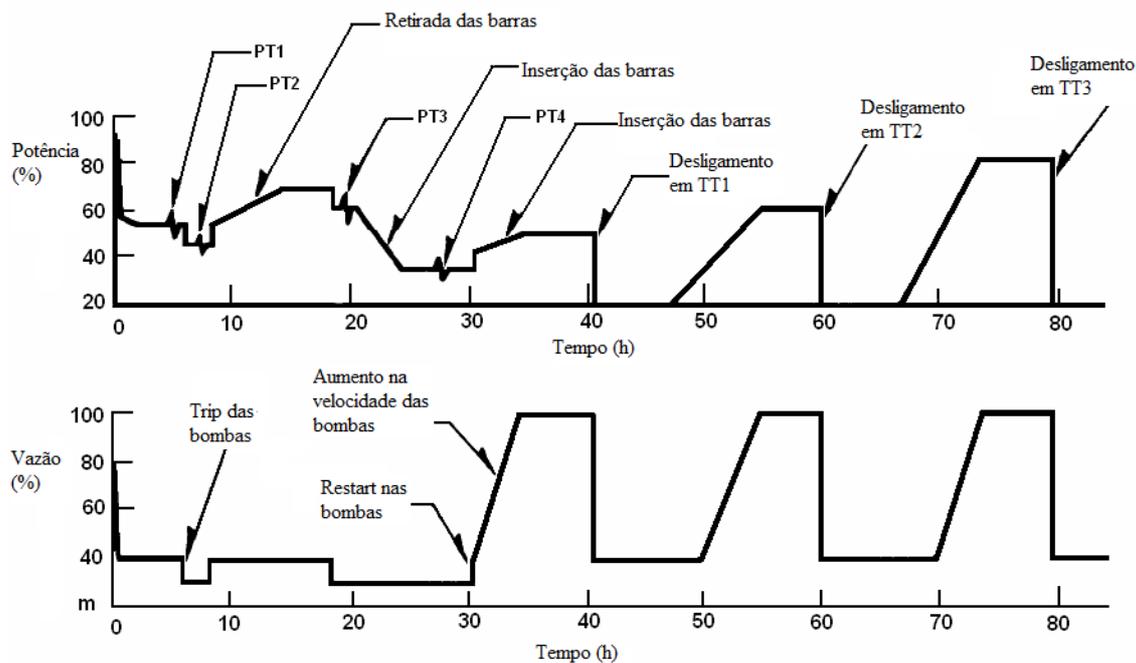


Figura 3.2. Linha de tempo operacional para os testes planejados no Peach Bottom-2.

Os LFST foram planejados para medir as margens de estabilidade do núcleo do reator em condições de operação limite de acordo com o projeto de segurança e fornecer dados para a qualificação dos transitórios. A Tabela 3.2 mostra as condições de operação para os quatro pontos de teste de estabilidade de operação em baixa vazão. Os testes consistiram em enviar picos de pressão, a partir das linhas de vapor, em direção ao núcleo utilizando equipamentos especialmente preparados para tal fim. Os quatro pontos de operação considerados nos testes se encontram em uma região altamente sujeita a instabilidades.

Os três testes de transitórios TT foram conduzidos manualmente a partir do fechamento/abertura súbito da turbina para três níveis de potência e vazões. As condições de potência inicial variaram de 48 a 69%, diferentemente dos pontos planejados. A Tabela 3.3 mostra as condições de operação para os três pontos de testes.

O mapa potência/vazão com os pontos de testes LFST e TT está mostrado na Figura 3.3.

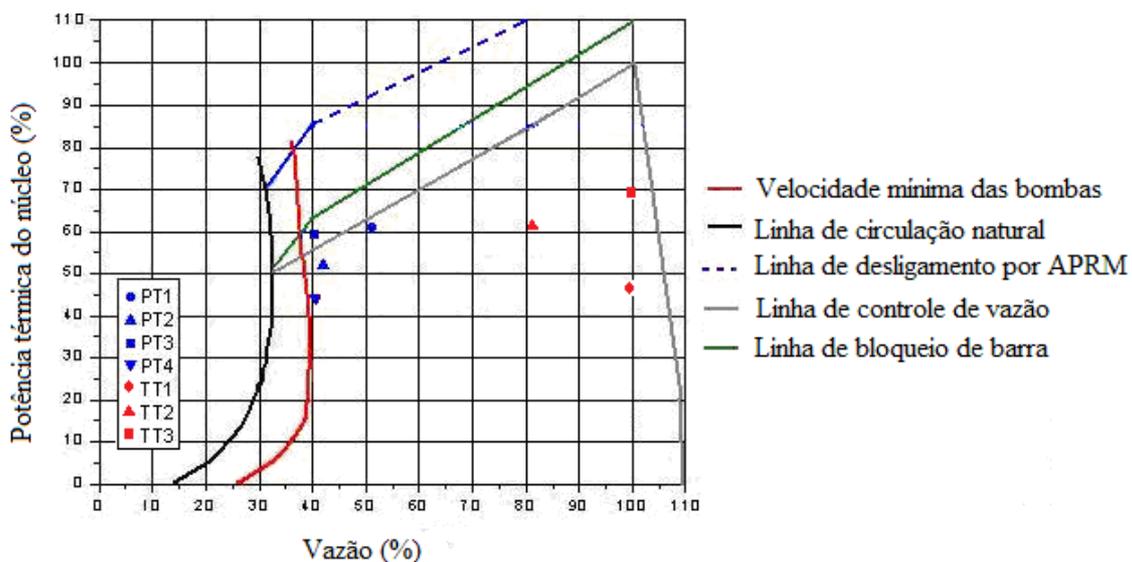


Figura 3.3. Mapa potência/vazão para os testes LFST e TT para o Peach Bottom.

Tabela 3.2. Condições de operação para os testes LFST.

Testes	Potência		Vazão (entrada no núcleo)		Entalpia (entrada no núcleo)	Pressão (entrada no núcleo)
	%	MW	kg/s	%	(kJ/kg)	(MPa)
PT1	60,6	1995	6753,6	52,3	1184,6	7,06
PT2	51,7	1702	5657,4	43,8	1187,8	7,01
PT3	59,2	1948	5216,4	40,4	1184,6	7,10
PT4	43,5	1434	5203,8	40,3	1183,8	7,06

Tabela 3.3. Condições de operação para os testes TT.

Testes	Potência		Vazão (entrada no núcleo)		Entalpia (entrada no núcleo)	Pressão (entrada no núcleo)
	%	MW	kg/s	%	(kJ/kg)	(MPa)
TT1	47,4	1562	12763,5	98,8	1184,6	7,10
TT2	61,6	2030	10445,0	80,9	1165,3	7,03
TT3	69,1	2275	12839,1	99,4	1173,8	7,10

3.3. Casos de Transitórios Estudados

Como já dito anteriormente, o principal objetivo deste trabalho é utilizar as ferramentas de códigos acoplados aplicando a metodologia ao estudo da diminuição da vazão do refrigerante pelo núcleo do reator através da diminuição da velocidade das

bombas de recirculação de um BWR. Dessa forma, estudou-se o comportamento do reator em condições de operação com baixa vazão próximas à Circulação Natural (CN).

Estudos têm demonstrado que sistemas com CN são mais suscetíveis a instabilidades do que os sistemas que utilizam circulação forçada, devido a não linearidade dos processos de CN e aos baixos valores de forças para mover a massa de refrigerante. Como consequência, a vazão pode ser afetada por qualquer mínima perturbação levando a massa de água/vapor a um movimento oscilatório com efeito direto sobre o valor da potência durante operação do reator (NAYAK e VIJAYAN, 2008.). O caso mais conhecido de evento de instabilidade inadvertido devido a condições de CN ocorreu na usina americana de LaSalle em 1988, conforme foi descrito no capítulo introdutório.

Neste trabalho, partindo dos pontos de operação PT3 e TT2, foram estudados casos de diminuição da vazão das bombas de recirculação (*pump trip*). Os casos foram simulados usando o sistema de códigos acoplados (RELAP5/PARCS) previamente validado para reator Peach Bottom-2. Esses pontos foram escolhidos para as análises, pois representam operação em ponto sujeito a instabilidades (PT3) e um ponto de operação em condições de alta potência e alta vazão (TT2). Não existem dados experimentais de eventos de *pump trip* para o Peach Bottom-2, portanto os casos considerados nas simulações são somente análises de sensibilidade.

3.3.1. Parada Súbita das Bombas de Recirculação (Recirculation Pump Trip-RPT)

Este evento causa uma drástica diminuição na vazão no núcleo, fazendo com que ocorra inserção de reatividade negativa no mesmo que tende a reduzir a potência e conseqüentemente a quantidade de vapor gerado. O núcleo se torna instável podendo apresentar oscilações de potência que podem ou ter sua amplitude diminuída ao longo do tempo de operação alcançando novamente o regime estacionário ou aumentar e atingir picos de alto valor de potência com sérias conseqüências para a segurança do reator.

Os sistemas de recirculação mantêm a circulação ativa do refrigerante dentro do núcleo do reator em operação normal. Existem dois *loops* de recirculação. Um esquema simplificado do sistema de recirculação do Peach Bottom é mostrado na Figura 3.4.

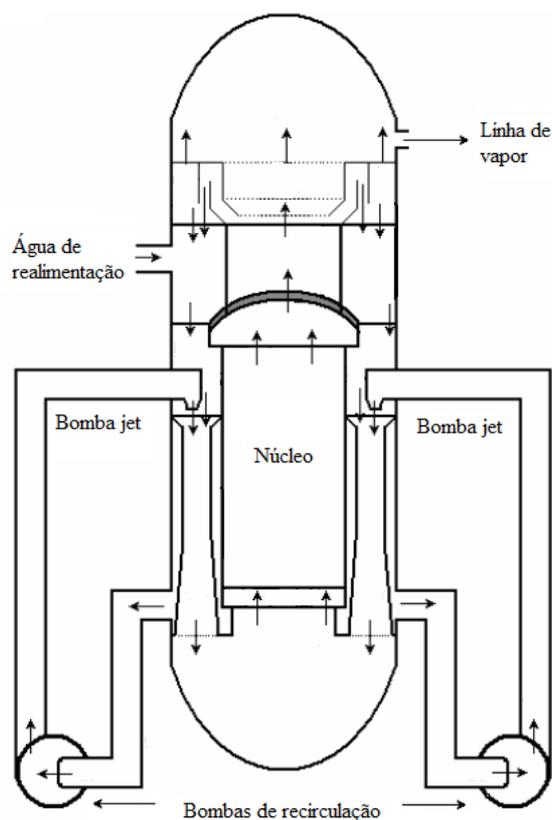


Figura 3.4. Esquema simplificado do sistema de recirculação do Peach Bottom.

3.3.2. Movimento das Barras de Controle (*Control Rods Banks - CRB*)

As barras de controle de um típico BWR consistem de quatro folhas de aço inoxidável soldadas na forma cruciforme como representado na Figura 3.5. Dentro da barra de controle existem varetas contendo Carboneto de Boro (B_4C). Cada folha tem horizontalmente furos o quais contém materiais absorvedores.

Esse tipo de transitório foi analisado neste trabalho principalmente para prever o comportamento e a estabilidade do reator, operando em regime estacionário sob condições de circulação natural, perturbado pelo movimento das barras de controle. A retirada ou inserção das barras de controle no núcleo do reator é uma operação delicada, pois tem grande influência na distribuição radial e axial de potência podendo levar a oscilações perigosas como ocorreu, por exemplo, no reator BWR Oskarshamn-3 em fevereiro de 1998.

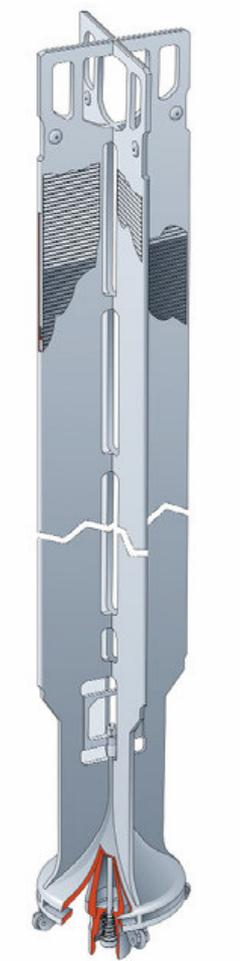


Figura 3.5. Esquema de uma barra de controle de um BWR típico.

CAPÍTULO 4 – CÓDIGOS ADOTADOS E MODELAMENTO

O uso de técnicas acopladas 3D para o estudo de transitórios em BWR é justificado por eventos que podem ocorrer ocasionando grande variação da distribuição de potência espacial em função do tempo, os quais não podem ser previstos por nenhum modelo de neutronics 0D. O modelo neutronics nodal 3D é usualmente empregado em malhas planares que tem o tamanho dos elementos combustíveis ou parte deles.

Neste trabalho, a metodologia de acoplamento dos códigos RELAP5/PARCS foi aplicada para avaliar o comportamento de um reator BWR em condições de estado estacionário e condições de transitórios. O acoplamento requer o uso de uma Máquina Virtual Paralela – *Parallel Virtual Machine* (PVM). No processo de transferência de informação entre os códigos, o código de análise neutronics transfere dados de potência nodal para o código de análise TH. O código TH então envia de volta a temperatura (combustível e refrigerante) e dados de densidade para o código neutronics.

A grande complexidade do comportamento hidrodinâmico de um reator nuclear 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 de fluxo termo-hidráulico 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 vêm sendo desenvolvidos ao longo de vários anos (RELAP5/MOD3.3Beta, 2001). Esses códigos são instrumentos essenciais e 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. A seguir, apresenta-se uma breve descrição dos códigos que foram adotados no presente trabalho.

4.1. O Código RELAP5

4.1.1. RELAP5 – Características Gerais

O código de análise de transitórios para LWR, RELAP5 (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*), foi desenvolvido no Laboratório Nacional de Engenharia Idaho (INEL) para a U. S. *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) e vem sendo aperfeiçoado desde 1970. 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 têm incluído eventos tais como perda de refrigerante primário por pequena ou grande ruptura (LOCA – *Loss of Coolant Accident*), perda de potência elétrica, perda de vazão, transiente antecipado sem scram-ATWS, e transitórios operacionais como perda da água de realimentação (*feedwater*) e desligamento da turbina. Este programa computacional possui um modelo de sete equações de conservação, sendo três para cada uma das fases (líquido e vapor), mais uma para gases não condensáveis e, finalmente, uma equação adicional para o tratamento do boro solúvel (RELAP5/MOD3.3Beta, 2001).

O primeiro passo para a simulação de um reator com o RELAP5 é a nodalização de um dos circuitos ou de ambos, em componentes hidrodinâmicos. Na modelagem procura-se fazer a representação geométrica mais realista possível através de componentes próprios do código, tais como: “PIPE” para tubulações, “BRANCH” para bifurcações ou Ts, “VALVE” para válvulas, “PUMP” para bombas, “SEPARATR” para separadores de vapor, entre outros.

Além dos dados geométricos da planta, que fazem parte dos dados de entrada do código RELAP5, devem-se representar também as estruturas de troca de calor entre as superfícies entre os sólidos e os fluidos, os dados de cinética do reator e os dados dos materiais que constituem a planta (BIATY e SABUNDJIAN, 2005).

A versão mais recente das séries de código RELAP5 é o código RELAP5-3D. RELAP5-3D é um código altamente genérico que, em adição aos cálculos de comportamento do sistema fluidodinâmico do reator durante um transitório, pode ser utilizado para simular uma grande variedade de transitórios termo-hidráulicos em sistemas nucleares e não nucleares envolvendo misturas de vapor, líquido e gases não condensáveis. A maior atribuição que distingue o código RELAP5-3D das versões anteriores é a capacidade de modelagem termo-hidráulica e neutrônica multidimensionais. Estas características removem qualquer tipo de restrição para a aplicação do código na simulação de acidentes em reatores, principalmente em transitórios onde há forte acoplamento entre a neutrônica e a termo-hidráulica (COSTA *et al.*, 2006).

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

- Equações de balanço,
- Equações de estado,
- Equações constitutivas,
- Modelos especiais (Bombas, Combustível, etc.),
- Equação de transferência e condução de calor,
- Neutrônica, normalmente 0-D,
- Método de solução numérica,
- Resultados do processo de qualificação.

Os dados de entrada necessários à simulação de um sistema complexo, tal como um sistema termo-nuclear, podem abranger 4 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

- massa e geometria dos componentes;
- tipos de materiais e propriedades termo-físicas (p. ex., condutividade térmica e calor específico);
- localização das fontes quentes; distribuições iniciais de temperatura.

Sistemas de Controle

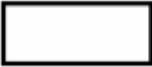
- características dos controladores;
- filtros, ganhos, limites de saturação, atrasos, tempos de abertura/fechamento de válvulas;
- velocidades máxima/mínima das bombas, etc.

Neutrônica

- reatividade inicial;
- dados sobre a fração de nêutrons atrasados, fração dos produtos de fissão, etc.

A Tabela 4.1 mostra alguns dos vários elementos disponíveis no código RELAP5 para a simulação de um sistema termo-hidráulico (COSTA, 2008).

Tabela 4.1. Elementos mais utilizados em simulações de sistemas com o código RELAP5.

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

A principal informação é escrita em um arquivo do tipo *file.rst* durante um cálculo do RELAP5. O arquivo contém dados binários sem formatação que não podem ser lidos sem um processador, como o WinGraf ou AcGrace, por exemplo. Neste trabalho, o WinGraf foi escolhido devido a familiaridade com este uso.

4.1.2. Organização do Código RELAP5

O código RELAP5 é escrito em FORTRAN-77 para uma grande variedade de plataformas computacionais. O programa é codificado em uma estrutura de módulos seqüenciais. Os vários modelos e procedimentos são isolados em sub-rotinas separadas. A estrutura de módulos é mostrada na Figura 4.1 e consiste nos blocos de entrada

(INPUT), transitório/estado estacionário (TRNCTL) e extração (STRIP) (RELAP5/MOD3.3Beta, 2001).

O bloco de entrada INPUT verifica os dados de entrada e prepara os cálculos requeridos de acordo com as opções de programa. O bloco TRNCTL trata separadamente o regime estacionário e transitório. A opção de estado estacionário é muito similar àquela de transitório, sendo que uma diferença fundamental é que em um problema com opção de estacionário é efetuado um teste de convergência. Portanto, o cálculo de estado estacionário é efetuado de uma maneira mais rápida que o cálculo transitório, uma vez que este último requer que as derivadas temporais se aproximem de zero.

O bloco STRIP lista, em um arquivo, dados específicos da simulação conforme requerido pelo usuário. É muito útil quando uma quantidade muito grande de dados é gerada.

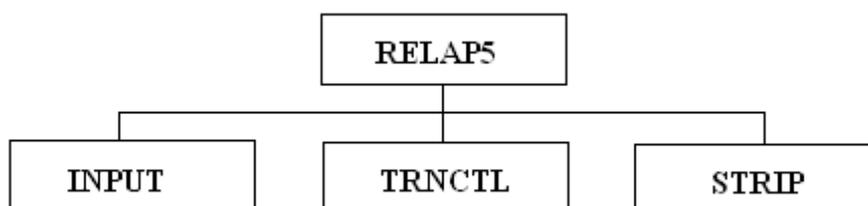


Figura 4.1. Estrutura do programa

4.1.3. Processamento da Entrada

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 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 de todos os dados de entrada terem 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 existências 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 um arquivo de saída (output) formatado durante essas fases (RELAP5/MOD3.3Beta, 2001).

4.1.4. Transitório – Considerações Gerais

A Figura 4.2 mostra o diagrama estrutural e modular para os cálculos de transitório. A sub-rotina TRNCTL, mostrada na figura, 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. 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 estoque de dados é alta. Quando as etapas de cálculo de transitório terminam, a sub-rotina TRFIN libera espaço na memória (desocupando os blocos que não são mais necessários).

Os próximos módulos de funções são aqueles guiados pelo bloco TRAN. O módulo de controle de 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.

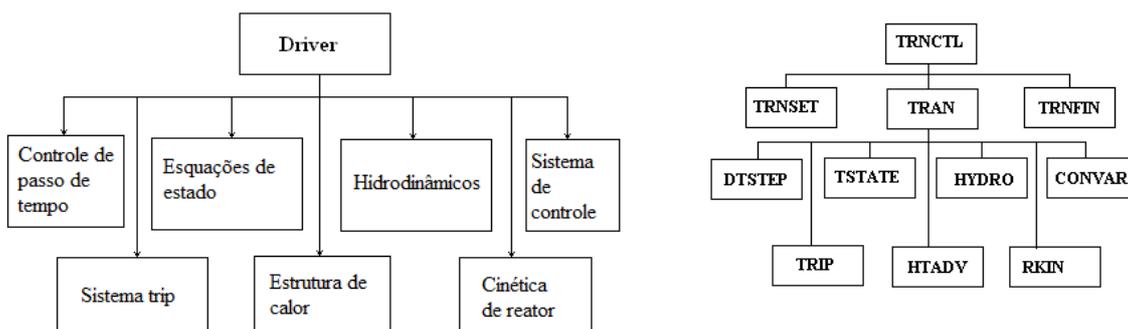


Figura 4.2. Diagrama estrutural e modular para os cálculos de transitório com o código RELAP5.

O módulo de equação de estado (TSTATE) calcula o estado termodinâmico do fluido em cada volume hidrodinâmico dependente do tempo (*time-dependent volume*). Essa 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 de volumes hidrodinâmicos. O módulo de hidrodinâmica (HYDRO) fornece a solução hidrodinâmica.

O módulo de neutrônica do reator (RKIN) avalia o comportamento da potência do reator nuclear usando aproximações independentes do espaço ou cinética.

O módulo de sistema de controle (CONVAR) possibilita a simulação dos sistemas de controle tipicamente usados em sistemas termo-hidráulicos. Consiste de vários tipos de componentes de controle. Cada componente define uma variável de controle que é específica no tempo.

4.2. O Código PARCS

O código PARCS (*Pardue Advanced Reactor Core Simulator*) é um programa de análise neutrônica 3D desenvolvido para a NRC pela Universidade de Pardue, Estados Unidos (JOO *et al.*, 1998). Tal programa resolve a equação da difusão de nêutrons para casos estacionários e transitórios predizendo a resposta dinâmica do reator a perturbações de reatividade tais como movimento das barras de controle ou variações nas condições de temperatura e densidade do refrigerante no núcleo do reator. O código pode ser acoplado aos códigos TRAC-M e RELAP5. No processo de acoplamento, o código PARCS recebe informações sobre a temperatura do combustível e do moderador

e densidade do moderador. Então, para essas novas condições de operação, o código PARCS obtém as correspondentes seções de choque macroscópicas interpoladas dentro dos valores disponíveis nos arquivos de entrada do PARCS e, conseqüentemente, o fluxo de nêutrons (potência nodal) para as novas características que retornará ao código RELAP5. Resumidamente, o código PARCS faz uma correção nas seções de choque em função dos parâmetros TH modificados e então resolve a equação de difusão para estes novos coeficientes.

A versão do PARCS utilizada nesta dissertação é 2.4.1, sendo que a versão mais atual é a 2.7. O programa foi escrito em FORTRAN90 e tem sido testado para várias plataformas e sistemas operacionais incluindo SUN Solaris Unix, DEC Alpha Unix, HP Unix, LINUX, e várias versões do Windows OS (95, 98, NT e 2000).

O código é aplicado para análise de núcleos de reatores BWRs e PWRs carregados com elementos combustíveis do tipo retangular ou hexagonal. PARCS usa seções de choque macroscópicas as quais podem ser fornecidas nas formas de dois grupos ou multigrupos usando o mesmo cartão de entrada. As seções de choque macroscópicas nodais (Σ) são designadas como uma função da concentração de boro (B , em ppm), a raiz quadrada da temperatura do combustível (T_f), temperatura do moderador (T_m), densidade do fluxo (D_m), fração de vazio (α) e a contribuição das barras (CR) de controle inseridas (ζ). As variáveis têm dependência linear exceto a densidade do moderador e os coeficientes de vazio que têm variação quadrática. Simbolicamente, a seção de choque é função de:

$$\Sigma(B, T_f, T_m, D_m, \alpha, \zeta) = \Sigma_0 + a_1 (B - B_0) + a_2 (T_f^{1/2} - T_{fo}^{1/2}) + a_3 (T_m - T_{mo}) + a_4 (D_m - D_{mo}) + a_5 (D_m - D_{mo})^2 + a_6 \alpha + a_7 \alpha^2 + \zeta \Delta \Sigma_{CR}$$

A contribuição das barras de controle é definida como o produto do volume das barras e o fator de depressão do fluxo.

A entrada para o código PARCS inclui vários blocos começando pelos blocos de controle CNTL e terminando com os blocos de transitório TRAN. Os blocos PARAM, XSEC, GEOM, TH, PFF, PLOT, e ONEDK são blocos intermediários entre CNTL e TRAN. A Tabela 4.2 exemplifica como são dispostos alguns dos dados de entrada nos cartões do bloco CNTL (DOWNAR e SEKER, 2006). Se algum cartão não é especificado na entrada, o dado de “default” é então utilizado. A Tabela 4.2 mostra alguns exemplos de cartões utilizados no bloco CNTL.

Tabela 4.2. Exemplo de alguns cartões do bloco CNTL.

Tipo de Cartão	Campo	Default	Descrição
CORE_TYPE	alwropt	PWR	Tipo de núcleo: PWR = Pressurized Water Reactor BWR = Boiling Water Reactor CANDU = Pressurized Heavy Water Reactor PBR = Pebble Bed Reactor
	<i>CORE_TYPE BWR</i>		
CORE_POWER	plevel	100	Nível inicial de potência em %
	<i>CORE_POWER 70.0</i>		
PPM	ppm	0.0	Concentração inicial de Boro em ppm
	<i>PPM 1150.0</i>		
BANK_POS	crbpos(1:ncrb)	BIG	Posição das barras de controle de acordo com a quantidade retirada. O número de bancos é representado por ncrb.
	<i>! bank1 bank2 bank3 bank4 bank5 bank6 bank7 bank8 (48-out,0-in)</i> <i>BANK_POS 48.0 42.0 40.0 36.0 32.0 30.0 24.0</i>		
TH_FDBK	fdbk	T	Opção de realimentação TH, T (verdade) ou F (falso)
	<i>TH_FDBK T</i>		
XE_SM	ixesmopt	0	Opções de Xe/Sm: 0 - Nenhum Xe/Sm 1 - Equilíbrio de Xe/Sm 2 - Transitório de Xe/Sm 3 - Densidade Xe/Sm dada pelo usuário 4 - Equilíbrio de Xe/Sm em estado estacionário e em transitório Xe/Sm durante cálculo transitório
	<i>XE_SM 1</i>		

4.3. Processo de Acoplamento

No caso do acoplamento entre RELAP5 e PARCS é necessária a utilização do programa de apoio PVM para fazer a troca de informações entre os códigos. Esse processo é realizado usando um “protocolo de passagem de mensagens” (*message-passing protocols*) no PVM (BEGUELIN *et al.*, 1994) e é essencial, pois o RELAP e o PARCS são executados em processos separados.

Geralmente, a estrutura nodal neutrônica é diferente da estrutura nodal TH. Essa diferença deve ser eliminada por um esquema próprio de mapeamento. O mapeamento entre os códigos de neutrônica e de termo-hidráulica deve ser feito de tal forma que cada nó TH corresponda a um nó neutrônico. Isso pode ser especificado em um arquivo chamado MAPTAB. A compilação automática desse arquivo de mapeamento pode ser obtida através de implementação de programas no FORTRAN, por exemplo. Portanto, o

arquivo MAPTAB permite a associação entre os nós neutrônicos e os nós termo-hidráulicos.

O acoplamento RELAP5/PARCS utiliza um esquema de integração interna na qual o código PARCS utiliza as soluções TH (por exemplo, temperatura e densidade do moderador, temperatura do combustível) calculadas pelo RELAP5 para incorporar apropriados efeitos de realimentação nas seções de choque. Por outro lado, RELAP5 toma os valores de potência calculados pelo PARCS e resolve a condução de calor nas estruturas de calor do núcleo.

Os dois processos são carregados em paralelo iniciando pelo código RELAP5 que estabelece as condições termo-hidráulicas iniciais. O código PARCS calcula e transfere os dados de potência nodal para o processo TH de acordo com os dados TH iniciais. O processo TH então envia de volta a temperatura e dados de densidade retornam para o processo do PARCS.

A seguinte seqüência deve ser usada durante o acoplamento RELAP5/PARCS:

a) RELAP5 é lançado primeiramente sozinho em um modo *stand-alone* para obter as condições TH de operação (PARCS não é acionado nesse primeiro momento) e gera um arquivo de *restart* no final do cálculo (ver Figura 4.3);

b) PVM é lançado. Usando o arquivo de *restart* acima, o caso estacionário acoplado gira e gera os arquivos de *restart* para ambos PARCS e RELAP5 caracterizando o estado estacionário acoplado (SS no esquema);

c) Usando os arquivos de *restart*, o caso transitório acoplado é lançado para simular o transitório (RELAP5/PARCS *coupled transient*).

A seqüência de cálculos é mostrada na Figura 4.3. Os programas de apoio WinGraf e AcGrace são normalmente utilizados para visualizar os resultados gráficos provenientes do arquivo de saída do RELAP5 com extensão do tipo *rst*. Neste trabalho o WinGraf foi adotado para as análises por já estar disponibilizado no DEN/UFMG.

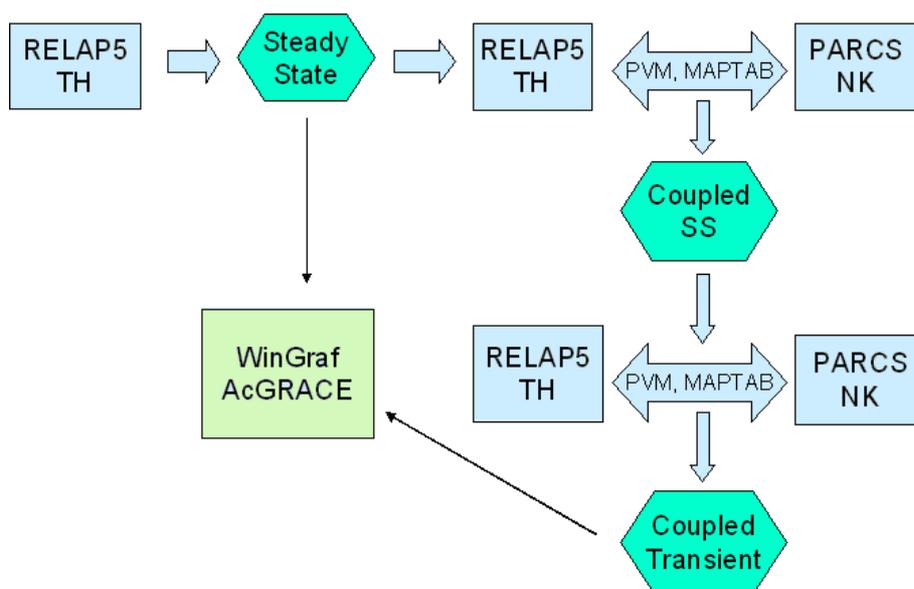


Figura 4.3. Esquema de acoplamento entre o RELAP5 e PARCS.

4.4. Modelo Termo-Hidráulico

A nodalização termo-hidráulica desse reator para o RELAP5 foi desenvolvida pela Universidade de Pisa e foi baseada no documento de *benchmark* para o teste do *trip* da turbina (SOLIS *et al.*, 2001) e no documento técnico que descreve os testes (CARMICHAEL e NIEMI, 1978).

O núcleo é dividido em células com 15,24 cm de comprimento, correspondendo a um elemento combustível, o refletor tem o mesmo comprimento radial. Existe um total de 888 elementos, sendo 764 elementos combustíveis e 124 elementos de refletor. Axialmente, o núcleo do reator foi dividido em 26 camadas (24 camadas do núcleo mais o fundo e o topo dos refletores) com o mesmo comprimento de 15,24 cm (incluindo os nós do refletor). O comprimento total ativo do núcleo é 365,76 cm.

Detalhes do desenvolvimento e a metodologia da nodalização adotada são descritos em (BOUSBIA-SALAH *et al.*, 2004, BOUSBIA-SALAH, 2004). A metodologia foi validada para os testes do *trip* da turbina (TT) e também para os testes de perturbação de pressão (COSTA *et al.*, 2006).

Na nodalização TH, o reator foi dividido em 33 regiões radiais representando os 764 elementos combustíveis reais, modelados de acordo com os requerimentos do código RELAP5. Elementos com características comuns foram considerados um grupo. Em particular, cada canal agrupa certo número de elementos combustíveis; eles foram escolhidos de acordo com suas propriedades neutrônicas e termo-hidráulicas levando

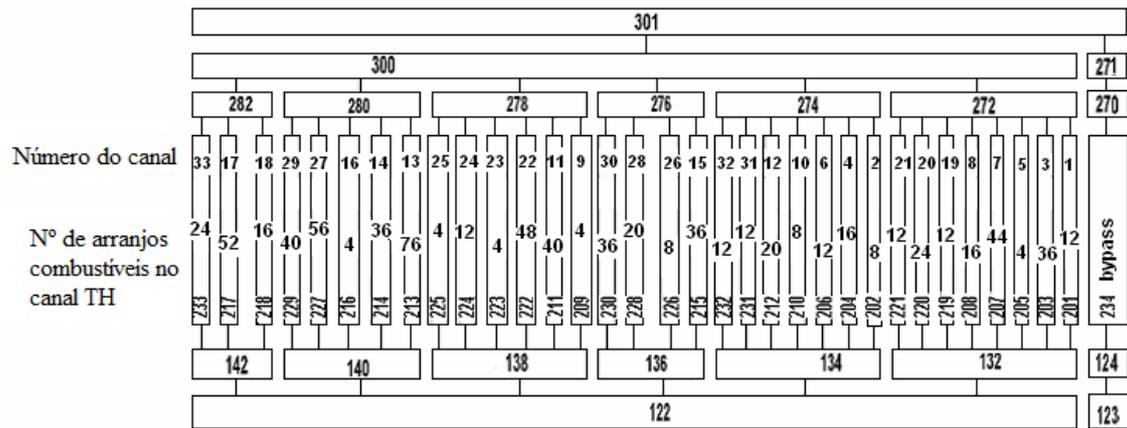


Figura 4.5. Parte da nodalização com os 33 canais TH no núcleo do reator.

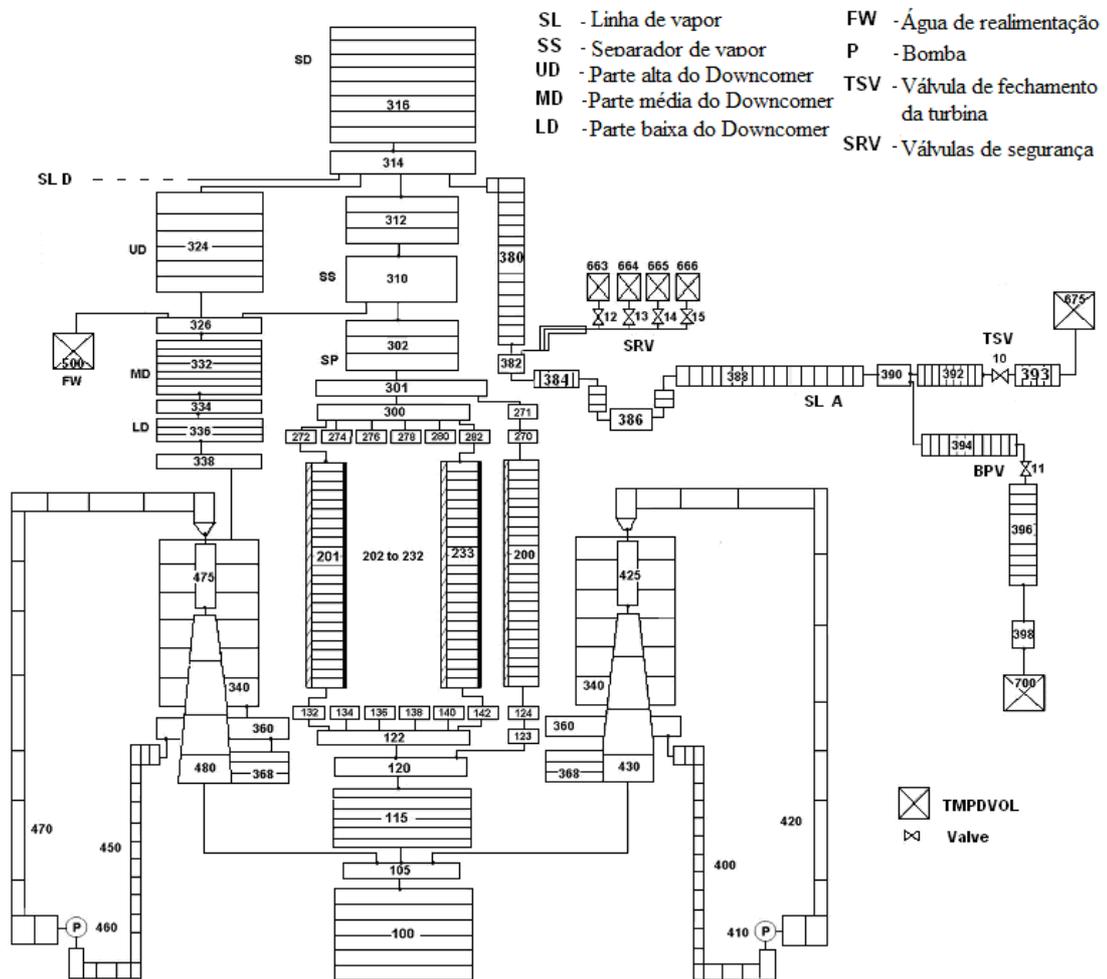


Figura 4.6. Peach Bottom modelado para o código RELAP5 (BOUSBIA-SALAH *et al.*, 2004).

Tabela 4.3. Principais componentes usados na nodalização do RELAP5.

Componente da usina	Identificador	Nº do componente
Coletor inferior (<i>Lower plenum</i>)	<i>Pipe</i>	100
	<i>Branch</i>	105
	<i>Pipe</i>	115
	<i>Branch</i>	120
Entrada do núcleo pelo coletor inferior (<i>Lower plenum core inlet</i>)	<i>Branch</i>	122
Entrada do desvio do núcleo pelo coletor inferior (<i>Lower plenum core bypass inlet</i>)	<i>Branch</i>	123
Entrada do núcleo (<i>Core inlet</i>)	<i>Branches</i>	132, 134, 136, 138, 140, 142
Canais TH do núcleo (<i>Internal bundle</i>)	<i>Pipe</i>	201-233
Entrada do desvio do núcleo (<i>Core bypass inlet</i>)	<i>Branch</i>	124
Desvio do núcleo (<i>Core bypass</i>)	<i>Pipe</i>	234
Saída do desvio do núcleo (<i>Core bypass outlet</i>)	<i>Branch</i>	270
Saída do núcleo (<i>Core outlet</i>)	<i>Branches</i>	272, 274, 276, 278, 280, 282
Saída do desvio do núcleo pelo coletor superior (<i>Upper plenum core bypass outlet</i>)	<i>Branch</i>	271
Coletor superior (<i>Upper plenum</i>)	<i>Branch</i>	300, 301
Tubos (<i>Stand pipes</i>)	<i>Pipe</i>	302
Separadores (<i>Separators</i>)	<i>Branch</i>	310
Cúpula de vapor (<i>Steam dome</i>)	<i>Pipe</i>	312
	<i>Branch</i>	314
	<i>Pipe</i>	316
Parte alta do downcomer (<i>Upper downcomer</i>)	<i>Annulus</i>	324
Parte média do downcomer (<i>Middle downcomer</i>)	<i>Branch</i>	326
	<i>Annulus</i>	332
Parte baixa do downcomer (<i>Lower downcomer</i>)	<i>Branch</i>	334
	<i>Annulus</i>	336
	<i>Branch</i>	338
	<i>Annulus</i>	340
	<i>Branch</i>	360
	<i>Annulus</i>	368
Linha de vapor 1 (<i>Steam line</i>)	<i>Pipe</i>	380, 384, 388
	<i>Branch</i>	382, 386
Linha de vapor 2	<i>Pipe</i>	680, 684, 688
	<i>Branch</i>	682, 686
Linha de vapor 3	<i>Pipe</i>	390, 392, 393
Desvio do vapor (<i>Steam bypass chest</i>)	<i>Pipe</i>	394
Linha de desvio de vapor (<i>Steam bypass line</i>)	<i>Pipe</i>	396
Orifício do desvio de vapor (<i>Steam bypass orifice</i>)	<i>Branch</i>	398
Sucção do sistema de recirculação (<i>Recirculation suction</i>)	<i>Pipe</i>	400, 450
Descarga do sistema de recirculação (<i>Recirculation discharge</i>)	<i>Pipe</i>	420, 470
Bombas de recirculação (<i>Pump</i>)	<i>Pump</i>	410, 460
Bombas Jet (<i>Jet pump</i>)	<i>Throat</i>	425, 475
	<i>Descarga (Discharge)</i>	430, 480
Válvula de fechamento da turbina (<i>Turbine stop valve- TSV</i>)	<i>Valve</i>	10

Válvula de desvio (<i>Bypass valve-BPV</i>)	Valve	11
Água de realimentação (<i>Feedwater</i>)	Volume dependente do Tempo (<i>Tmpdvol</i>)	500
Turbina (<i>Turbine</i>)	Volume dependente do Tempo (<i>Tmpdvol</i>)	675
Condensador (<i>Condenser</i>)	Volume dependente do Tempo (<i>Tmpdvol</i>)	700

4.5. Modelo Neutrônico

Para representar o comportamento neutrônico do núcleo do reator, o mesmo foi discretizado em nós, onde as propriedades nucleares foram supostas ser constantes. Radialmente, 18 tipos de combustíveis e um refletor foram definidos (ver Figura 4.7), enquanto, axialmente, o núcleo foi subdividido em 26 nós axiais; o primeiro e o último representam as zonas dos refletores. No total, 435 composições foram consideradas para representar o comportamento neutrônico do núcleo.

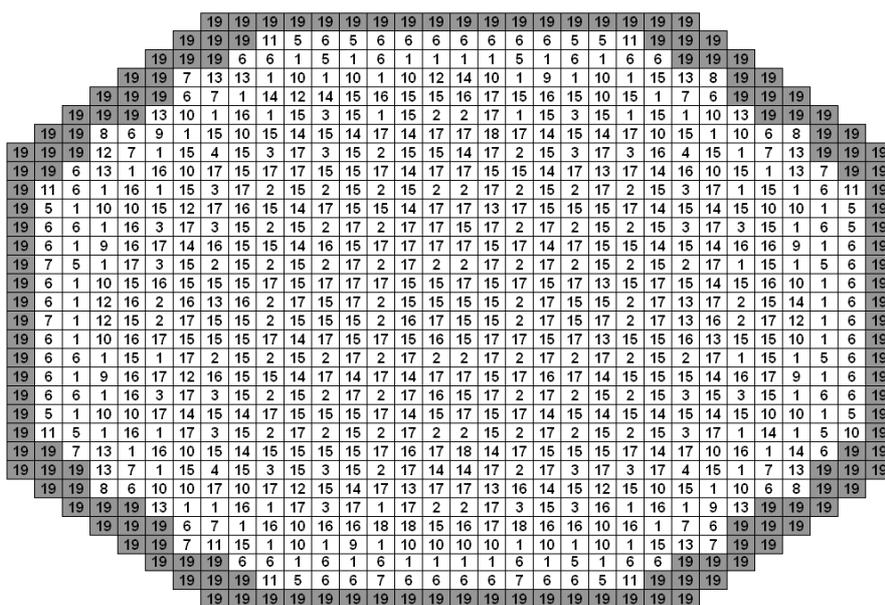


Figura 4.7. Distribuição radial dos tipos de combustíveis.

As bibliotecas de seções de choque foram geradas pelo programa de simulação CASMO-3/SIMULATE-3 (SOLIS *et al.*, 2001). As seções de choque de base (dependentes da queima) foram calculadas de acordo com a exposição à época de realização dos experimentos (final do ciclo 2, no ano de 1977). As seções de choque foram providas juntamente com o *benchmark* (SOLIS *et al.*, 2001) para o *turbine trip* em bibliotecas separadas em *rodded* (presença de barra de controle no reator) e

unrodded (ausência de barra de controle no reator). A forma tabelada das bibliotecas de seção de choque é organizada em dois grupos de energia. Dados como seções de choque de espalhamento, de absorção, de fissão e fatores de descontinuidade são tabelados para cada composição *rodded* e *unrodded*. Os elementos do refletor foram representados como uma mistura de porções volumétricas diferentes de moderador e aço. Existem seis grupos de nêutrons atrasados e suas relativas constantes de decaimento. As tabelas de seções de choque são lidas através de dois parâmetros termo-hidráulicos independentes: temperatura do combustível e densidade do moderador (T_f , ρ_m). Para cada composição, as seções de choque macroscópicas de espalhamento, absorção, fissão e fatores de descontinuidade são definidos como funções da densidade do moderador e da temperatura do combustível.

A Tabela 4.4 mostra um resumo no qual foram fornecidas as seções de choque para seis valores de temperatura do combustível e seis valores de densidade do refrigerante. A densidade do moderador é especificada por uma combinação de valores de coeficiente de vazio, pressão e temperatura do moderador, os quais cobrem o intervalo de variação desses parâmetros durante o transitório.

Durante os cálculos de estacionário e transitório, as seções de choque macroscópicas consideradas pelos cálculos do código PARCS são estimadas pela seguinte fórmula:

$$\Sigma(T_f, \rho_m) = \Sigma_0 + a_2(\sqrt{T_f} - \sqrt{T_{f0}}) + a_4(\rho_m - \rho_{m0}) + a_4(\rho_m - \rho_{m0})^2 \quad (2)$$

onde T_f e ρ_m são a temperatura do combustível e a densidade do moderador, respectivamente.

Tabela 4.4. Formato da tabela de seção de choque macroscópica.

T_f (temperatura do combustível, K)	400	800	1200	1600	1800	2400
ρ_m (densidade do moderador, kg/m ³)	141,59	226,15	299,64	435,04	599,17	779,40
Seções de choque macroscópicas (cm ⁻¹)	Σ_1	Σ_2	Σ_3	Σ_4	Σ_5	Σ_6
	Σ_7	Σ_8	Σ_9	Σ_{10}	Σ_{11}	Σ_{12}
	Σ_{13}	Σ_{14}	Σ_{15}	Σ_{16}	Σ_{17}	Σ_{18}
	Σ_{19}	Σ_{20}	Σ_{21}	Σ_{22}	Σ_{23}	Σ_{24}
	Σ_{25}	Σ_{26}	Σ_{27}	Σ_{28}	Σ_{29}	Σ_{30}
	Σ_{31}	Σ_{32}	Σ_{33}	Σ_{34}	Σ_{35}	Σ_{36}

CAPÍTULO 5 – ANÁLISES E RESULTADOS

Para aplicar a metodologia de acoplamento RELAP5/PARCS e verificar realmente sua eficácia na avaliação de acidentes com variação rápida de reatividade no núcleo, simulações de transitórios caracterizados pela diminuição no valor da vazão do refrigerante no núcleo do reator foram realizadas. Para efetuar os cálculos, partiu-se de pontos estáveis de operação PT3 e TT2 descritos no Capítulo 3. Além do evento *pump trip*, também foram estudados casos de movimentação das barras de controle com a finalidade de verificar a estabilidade do reator quando o mesmo encontra-se operando em modo de circulação natural.

5.1. Resultados do Estado Estacionário para os Pontos Estudados

Primeiramente, o código RELAP5 foi executado sem acoplamento em um modo chamado de *stand-alone* a fim de estimar as condições de operação termo-hidráulica em estado estacionário. Essas condições iniciais foram então usadas na realização do cálculo acoplado ainda sem nenhum transitório.

As Figuras 5.1, 5.2 e 5.3 mostram respectivamente o perfil da fração de vazio, a distribuição axial da temperatura do refrigerante e a pressão axial para o canal TH 1 (ver mapa da Figura 4.4) para o ponto de operação PT3. A fração de vazio é um parâmetro TH essencial do núcleo, pois determina a densidade do refrigerante e, portanto a influência sobre as seções de choque macroscópicas. Existe um forte acoplamento entre a fração de vazio e o perfil de fluxo neutrônico axial em BWRs.

A Figura 5.2 mostra a temperatura do refrigerante em relação aos nós axiais para o canal 1. Observa-se uma pequena diferença de temperatura entre o primeiro e o último nó axial, cerca de 6K. A partir do nó axial 14 a temperatura se estabiliza em aproximadamente 557 K.

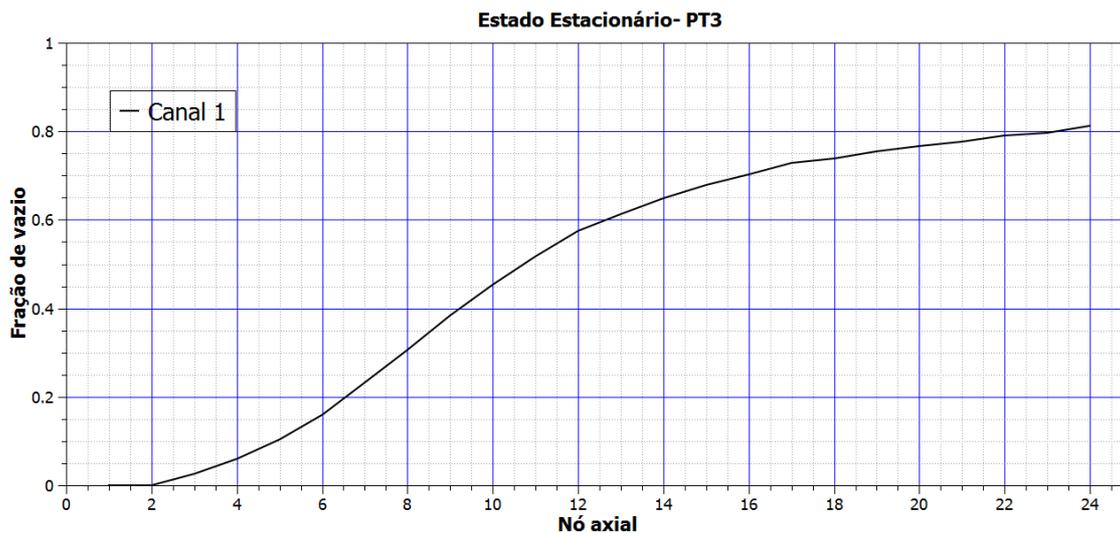


Figura 5.1. Fração de vazio para o canal 1.

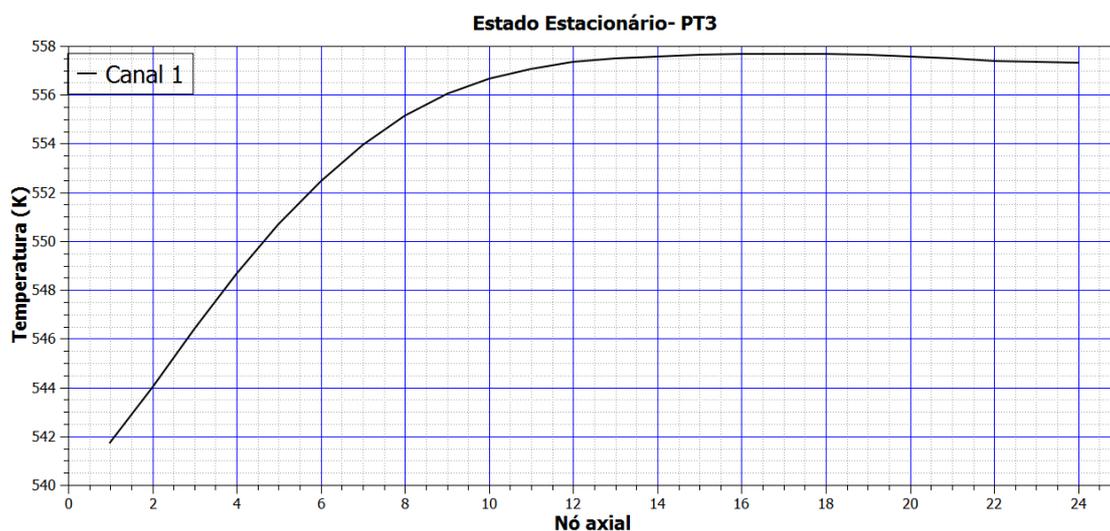


Figura 5.2. Distribuição axial da temperatura do fluido ao longo do canal 1.

A Figura 5.3 mostra a distribuição da pressão por nó axial. Como era de se esperar, a pressão no fundo do núcleo é maior do que na parte mais alta e vai diminuindo gradativamente, pois no fundo do núcleo existe uma carga d'água maior que é pressionada pela ação da gravidade e o sentido do escoamento impõe uma perda de pressão com o aumento da cota no núcleo.

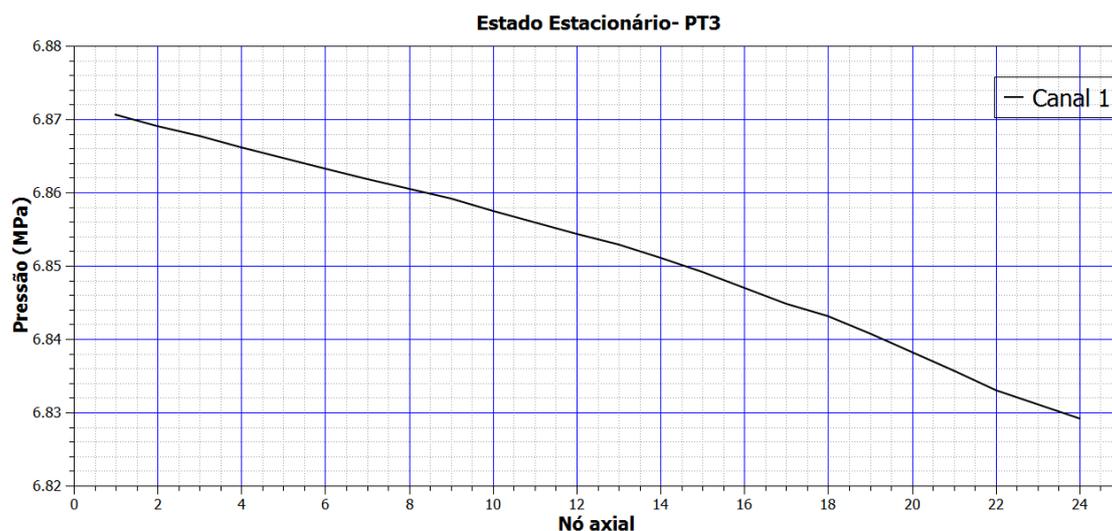


Figura 5.3. Distribuição da pressão axial para o canal 1.

Os mesmos efeitos descritos para o ponto PT3 ocorrem nas figuras seguintes para o ponto TT2. As Figuras 5.4, 5.5 e 5.6 mostram, respectivamente, os parâmetros fração de vazio, temperatura do refrigerante e pressão para o ponto TT2. É possível perceber que ocorrem os mesmos comportamentos dos parâmetros analisados para o ponto PT3 mudando apenas seus respectivos valores.



Figura 5.4. Fração de vazio axial para o canal 1.

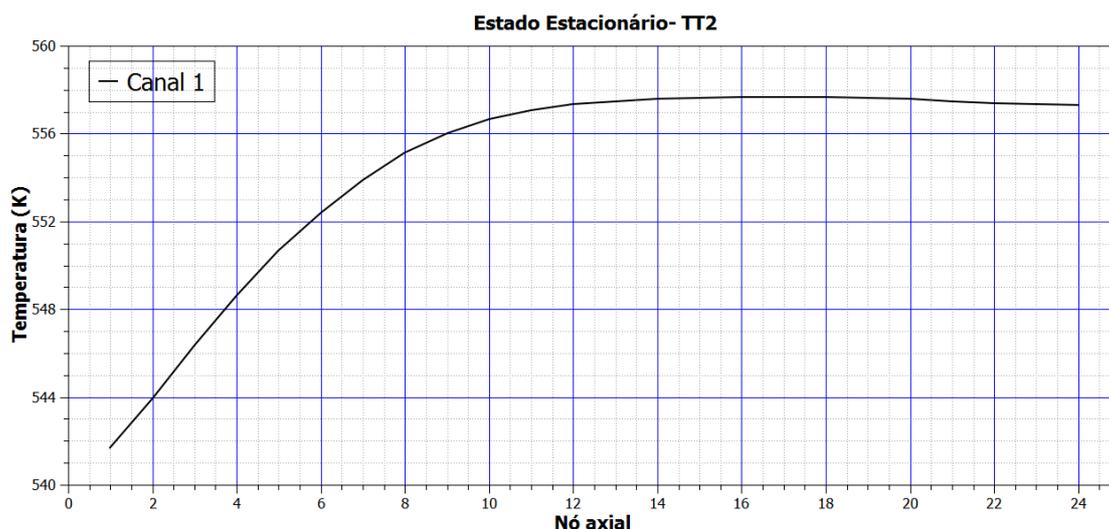


Figura 5.5. Distribuição axial da temperatura do refrigerante no canal 1.



Figura 5.6. Distribuição da pressão axial para o canal 1.

Após estabelecer os parâmetros TH para o estado estacionário, uma nova etapa de cálculo foi realizada: o cálculo estacionário com acoplamento RELAP/PARCS. A Tabela 5.1 apresenta os principais resultados dos cálculos acoplados para o estado estacionário comparados com os dados experimentais disponíveis (CARMICHAEL e NIEMI, 1978; SOLIS *et al.* 2001; COSTA, 2007) e, como pode ser observado, os dados gerados pelo acoplamento mostram boa concordância com os dados experimentais. Todos os dados apresentados na Tabela foram disponibilizados pelo RELAP5, exceto o fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), que está disponível na saída do código PARCS. Não existe dado experimental sobre a queda de pressão para o ponto de operação PT3,

entretanto, o cálculo mostrou que é da ordem de 0,04 MPa. Esse cálculo foi realizado utilizando a diferença entre o volume 301 que se encontra na região do coletor superior (*upper plenum*) e o volume 120 (entrada do núcleo) no RELAP5.

Tabela 5.1. Parâmetros do reator para o estado estacionário acoplado.

Parâmetros	Pontos de estabilidade			
	PT3		TT2	
	Experimental	RELAP/ PARCS	Experimental	RELAP/ PARCS
Potência (MWt)	1948- 59,2%	1949- 59,2%	2030- 61,65%	1999- 60,7%
Queda de pressão no núcleo (MPa)	—	0,04	0,113561	0,1017
Pressão à saída do Núcleo (MPa)	7,098	6,835	6,834	6,839
Vazão no núcleo (kg/s)	5216,4 - 40,4%	5220,5- 40,4%	10445,0- 80,9%	10454,0- 80,9%
Entalpia à entrada no núcleo (kJ/kg)	1184,6	1194,2	1209,055	1204,44
Temperatura à entrada do núcleo (K)	543,1	545	547,67	547,81
K_{eff}	—	1,003341	—	1,005782

O parâmetro mais importante a ser observado no cálculo de estado estacionário acoplado é a distribuição de potência espacial 3D no núcleo. Entretanto, os dados disponíveis no documento que descrevem os testes (CARMICHAEL e NIEMI, 1978) apresentam somente o perfil de potência axial média.

As Figuras 5.7 e 5.8 mostram a distribuição de potência relativa espacial 2D (para o nível axial 12) e o perfil axial de potência média, para os pontos de estabilidade PT3 e TT2, respectivamente. O resultado do cálculo acoplado para o perfil de potência axial médio é comparado com o valor medido. Como pode ser observado, os perfis de potência axial média calculada e medido apresentaram concordância para ambos os casos.

Para todos os mapas de potência relativa 2D, é interessante observar um aumento de potência localizado em uma região próxima a zona periférica. O uso de técnicas de códigos acoplados se justifica pelo fluxo espacial assimétrico claramente observado em ambos os mapas 2D para os pontos PT3 e TT2. A distribuição de potência é essencial para uma análise termo-hidráulica subsequente do núcleo.

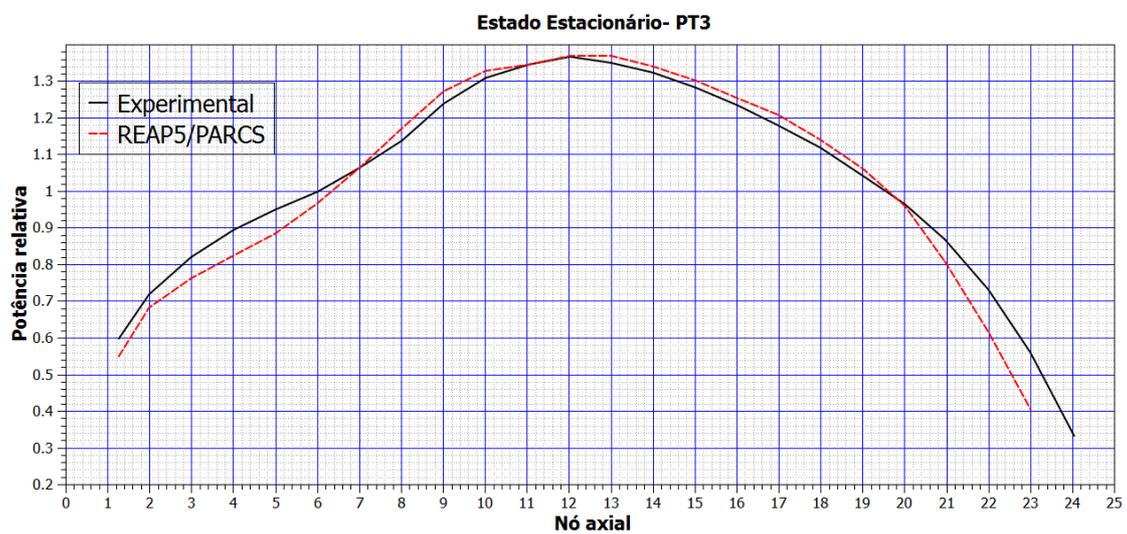
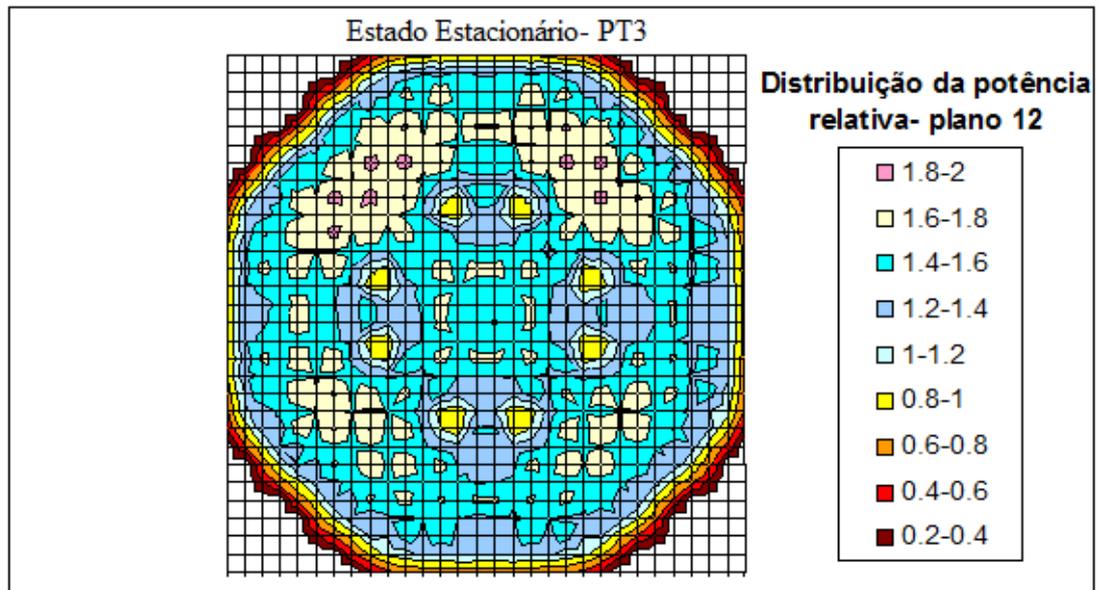


Figura 5.7. Distribuição de potência espacial do núcleo 2D (nível axial 12) e perfil de potência axial médio para o ponto PT3.

O perfil de potência axial média basicamente é definido pela configuração das barras de controle no núcleo. Se as barras estiverem mais inseridas o perfil de potência apresentará maior potência relativa na região superior do núcleo, mas em geral o pico de potência se encontra na região mediana do núcleo, ou seja, por volta do nó axial 12.

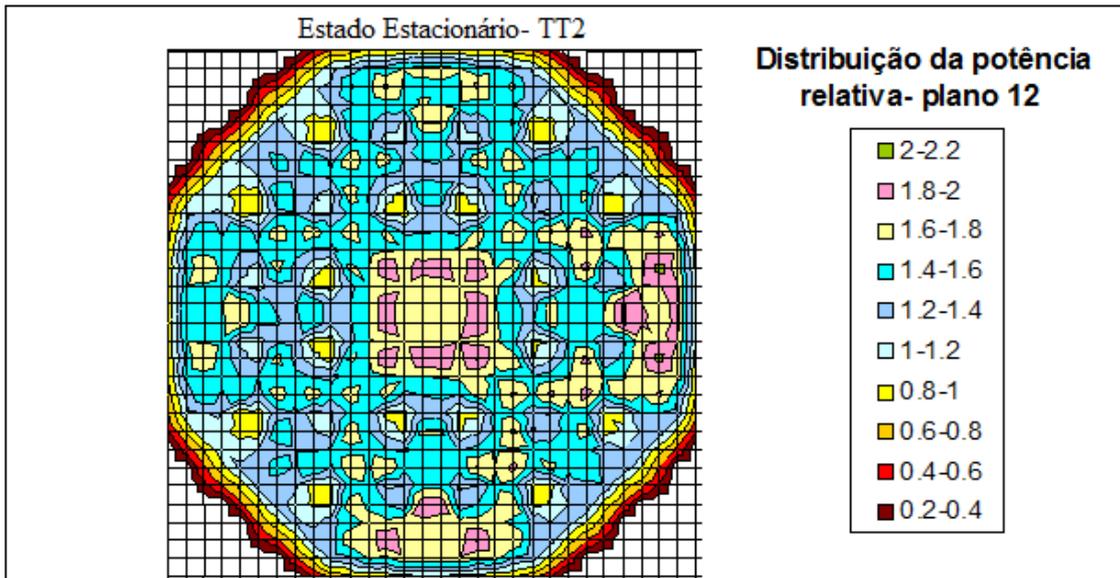


Figura 5.8. Distribuição de potência espacial do núcleo 2D (nível axial 12) e perfil de potência axial médio para o ponto TT2.

5.2. Resultados dos Transitórios

Os transitórios apresentados a seguir têm como objetivo avaliar o grau de estabilidade do reator em relação à diminuição da velocidade das bombas de recirculação objetivando chegar ao modo de circulação natural (CN) com segurança. Os testes que serão apresentados não apresentam dados experimentais para comparação.

5.2.1. Parada das Bombas de Recirculação (Pumps Trip)

Para simular tal evento, são incluídas tabelas temporais que relacionam a velocidade das bombas em função do tempo na entrada do RELAP5.

5.2.1.1. Ponto de operação PT3

Para simular este evento, a velocidade das bombas de recirculação foi levada a zero, considerando dois casos diferentes:

Caso 1. Partindo de uma condição de operação estacionária, ambas as bombas são desligadas durante 1 segundo retornando em seguida à velocidade inicial, caracterizando uma função triangular como pode ser visto na Fig. 5.9.

Caso 2. Partindo de uma condição de operação estacionária, ambas as bombas permanecem desligadas até o final do cálculo, caracterizando modo de circulação natural.

A Figura 5.9 mostra as velocidades das bombas de recirculação para os dois casos simulados.

A evolução temporal das potências relativas é mostrada na Figura 5.10 para os dois casos. O desligamento das bombas de recirculação causa uma diminuição drástica na vazão pelo núcleo, causando inserção de reatividade negativa a qual faz com que a potência seja reduzida e, conseqüentemente, o vapor gerado (SOARES *et al.*, 2008). Todas as simulações iniciaram no tempo de 5 segundos partindo de uma condição de estado estacionário. A evolução da potência para ambos os casos apresenta uma rápida diminuição na amplitude de oscilação e, após 55 segundos, as oscilações são atenuadas, como pode ser visto na Figura 5.10. Esta simulação demonstra um bom comportamento também na condição de circulação natural (caso 2). No caso 2, a potência diminui e estabiliza em um novo valor devido à diminuição da vazão na entrada do núcleo. A Figura 5.11 representa a evolução temporal da reatividade para ambos os casos. No fim das oscilações, o valor da reatividade retorna para zero como é esperado em um comportamento estável do núcleo.

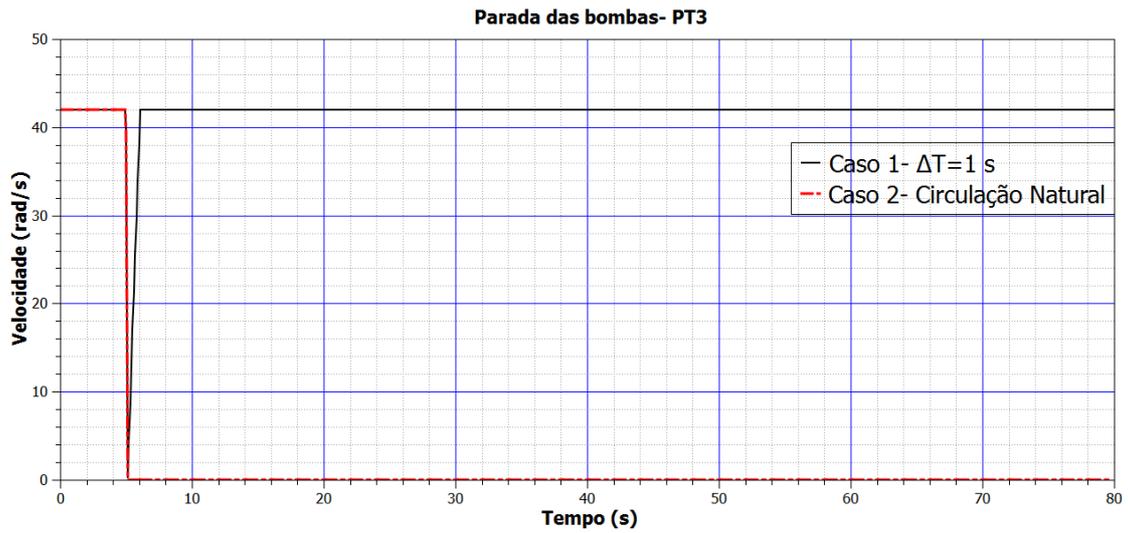


Figura 5.9. Evolução das velocidades das bombas de recirculação para os dois casos estudados.

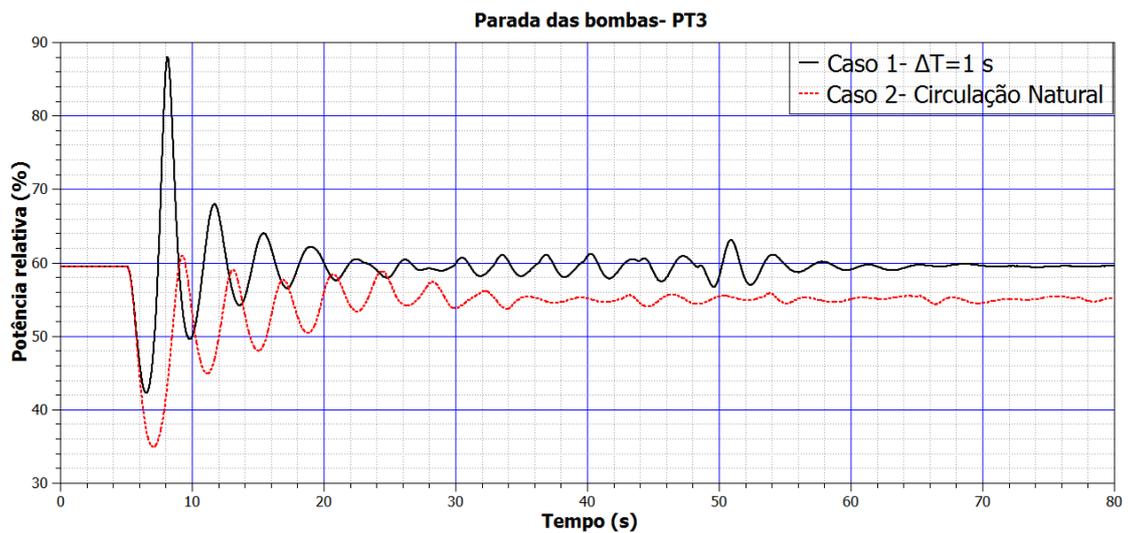


Figura 5.10. Evolução da potência relativa para os dois casos estudados.

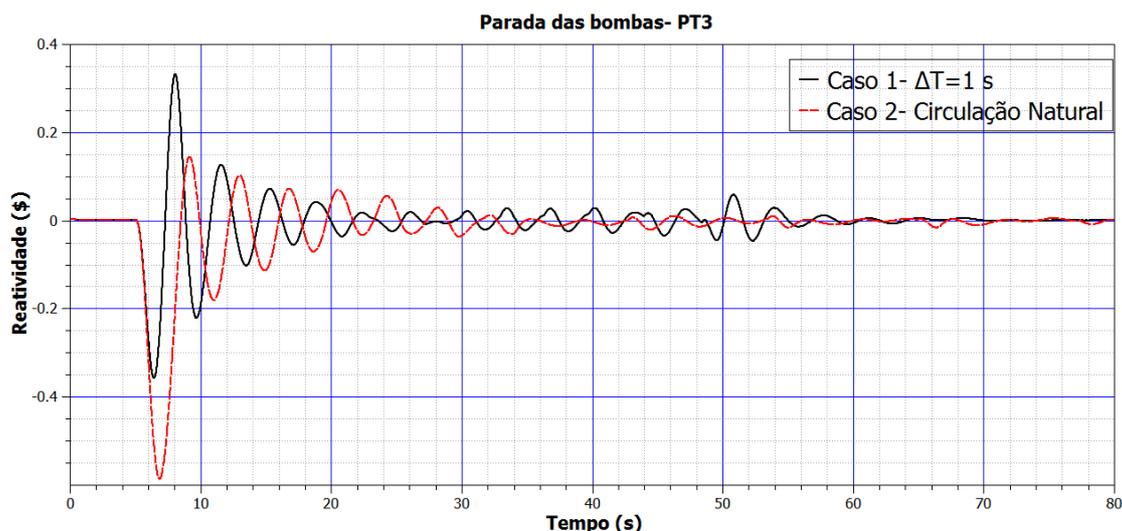


Figura 5.11. Evolução da reatividade.

As Figuras 5.12 e 5.13 apresentam a evolução temporal para a vazão na entrada do núcleo e a fração de vazio no meio do canal 1 (nível axial 12) durante o transitório, respectivamente. Todos os parâmetros também apresentam diminuição do comportamento oscilatório que termina cerca de 55 segundos após o início da perturbação. Em modo de circulação natural a vazão na entrada do núcleo estabiliza em um novo valor aproximadamente 14% menor do que no regime estacionário inicial. A diminuição drástica da vazão no início do transitório causa uma alta inserção de reatividade negativa no núcleo devido ao aumento da fração de vazio. Depois de 1 segundo (caso 1), as velocidades das bombas retornam ao valor inicial e, devido à diminuição da fração de vazio e conseqüentemente a inserção de reatividade positiva, ocorre um pico de potência de 46,6 % em relação ao estado estacionário, alcançando quase 2,9 GW (ver Figura 5.10). Então, mais vapor é produzido e o valor da fração de vazio aumenta de novo, conseqüentemente, ocorrendo inserção de reatividade negativa no núcleo e causando diminuição da potência. Este processo apresenta uma rápida diminuição na amplitude de oscilação e, depois de aproximadamente 55 segundos, as oscilações terminam e o reator retorna ao comportamento do estado estacionário.

Para a condição de circulação natural, como mostrado na Figura 5.13, a fração de vazio estabiliza com um novo valor ligeiramente maior que as condições iniciais de estado estacionário. Isso ocorre devido à diminuição na vazão causando maior acúmulo de bolhas no refrigerante desde que a água permanece durante mais tempo nos canais do núcleo.

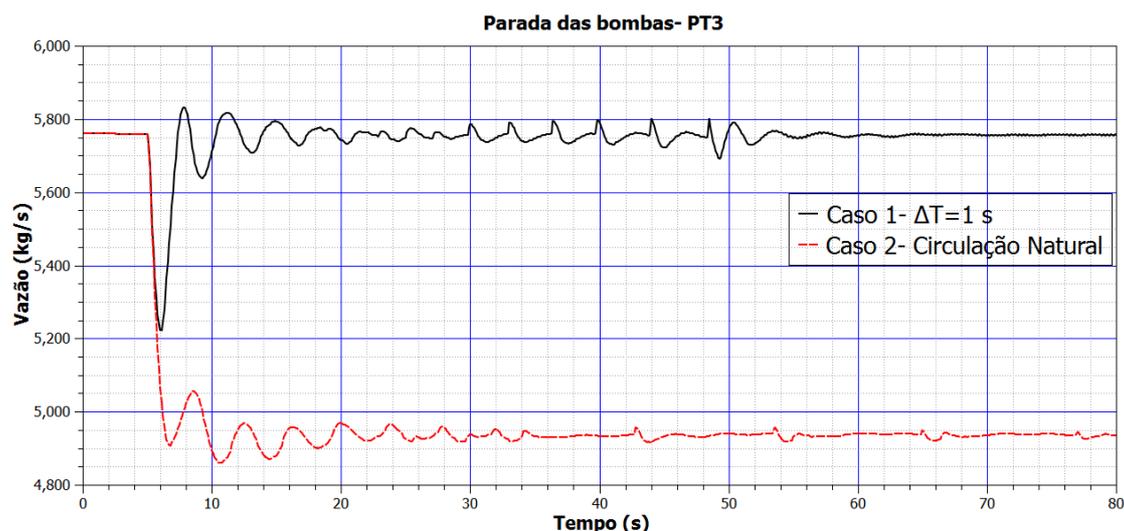


Figura 5.12. Vazão à entrada do núcleo

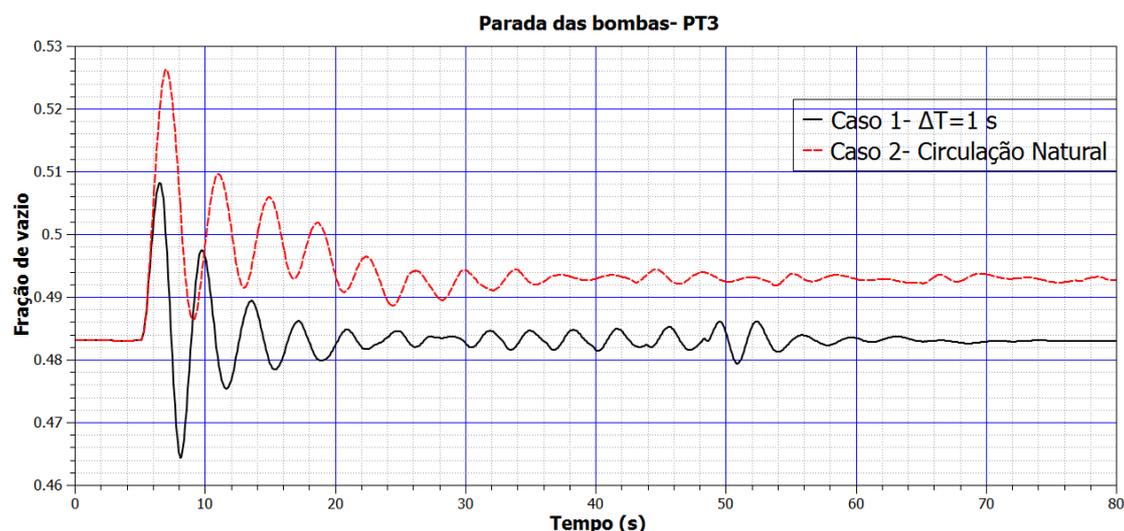


Figura 5.13. Evolução da fração de vazio no nível axial 12 do canal 1.

A Figura 5.14 mostra a evolução da pressão à entrada do núcleo. Quando a velocidade das bombas de recirculação retorna ao valor do estado estacionário no caso 1, observa-se um pico de pressão positiva, mas as oscilações diminuem gradativamente e após 55 segundos depois do evento a pressão estabiliza retornando ao estado estacionário inicial. No caso 2, ocorrem pequenas oscilações de pressão que também diminuem gradativamente e estabilizam em um valor ligeiramente abaixo do estado estacionário inicial, devido ao fato das bombas de recirculação estarem desligadas, pois uma carga d'água menor entra pelo núcleo e portanto exerce menor pressão.

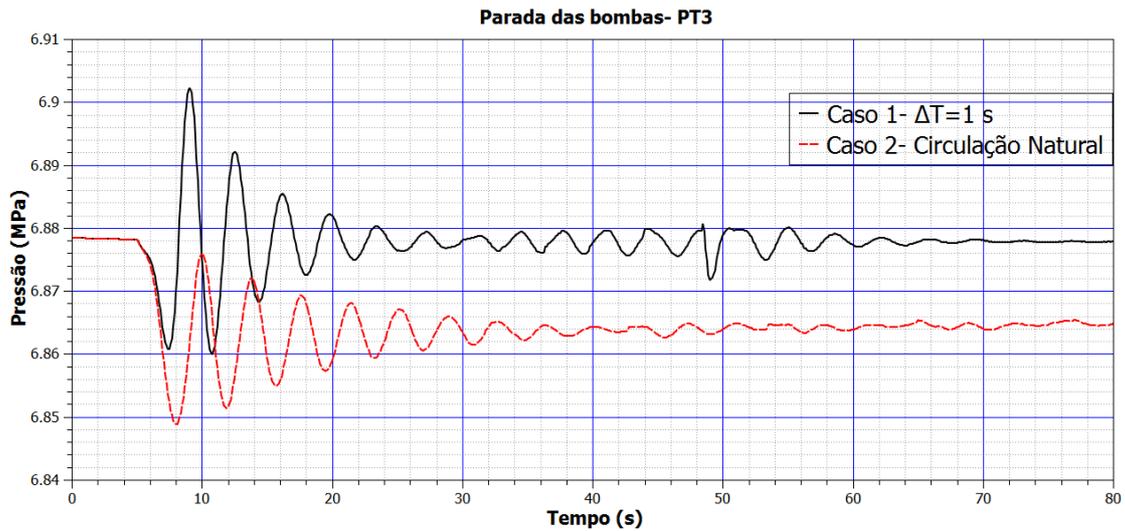


Figura 5.14. Pressão à entrada do núcleo.

A Figura 5.15 apresenta a evolução da temperatura no meio do canal 1 (nível axial 12). Observam-se, para ambos os casos, pequenas oscilações de temperatura e, por volta de 55 segundos após o evento transitório, a temperatura estabiliza para o caso 1 e um pouco antes para o caso 2. Observa-se que quando o reator opera no modo de circulação natural (caso 2) a temperatura estabiliza em um valor ligeiramente inferior ao estado estacionário inicial, evidenciando a diminuição da vazão no núcleo, fazendo com que haja menor troca de calor entre o revestimento e o refrigerante.

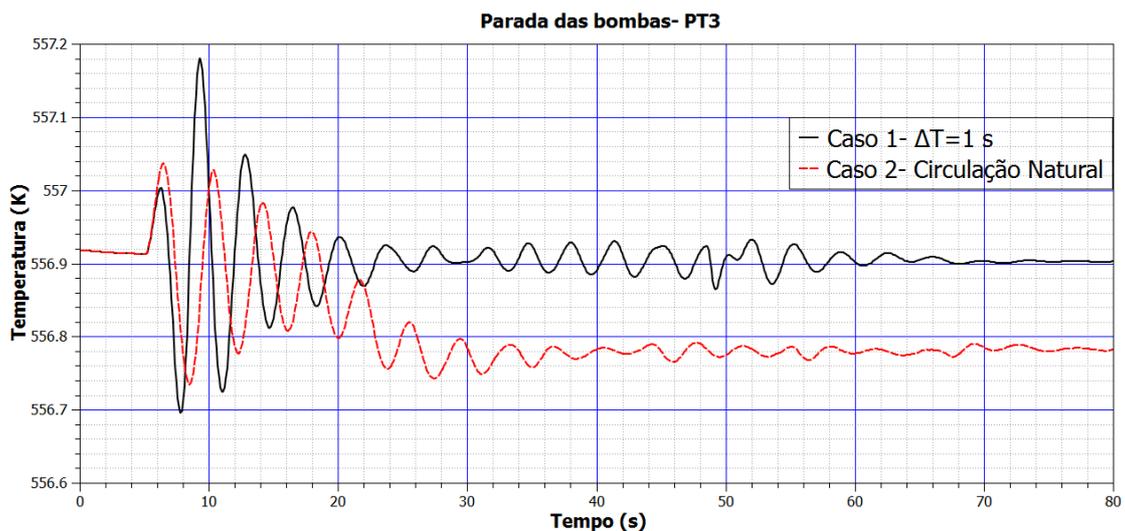


Figura 5.15. Temperatura do refrigerante no canal TH central (1) do nível axial 12.

A Figura 5.16 mostra o mapa potência/vazão ampliada com o ponto de estabilidade PT3 para o estado estacionário e a posição do ponto do caso 2, onde o reator operava em modo de circulação natural. O ponto PT3 encontra-se em uma região de alta vigilância, onde oscilações podem ocorrer. É possível verificar no gráfico que no modo de circulação natural o reator se encontra com 38% de vazão e 55% de potência. Com essas condições, o caso 2 se encontra na região de operação não permitida, porém como podem ser verificados em todas as Figuras anteriores, todos os parâmetros termo-hidráulicos se mostraram estáveis.

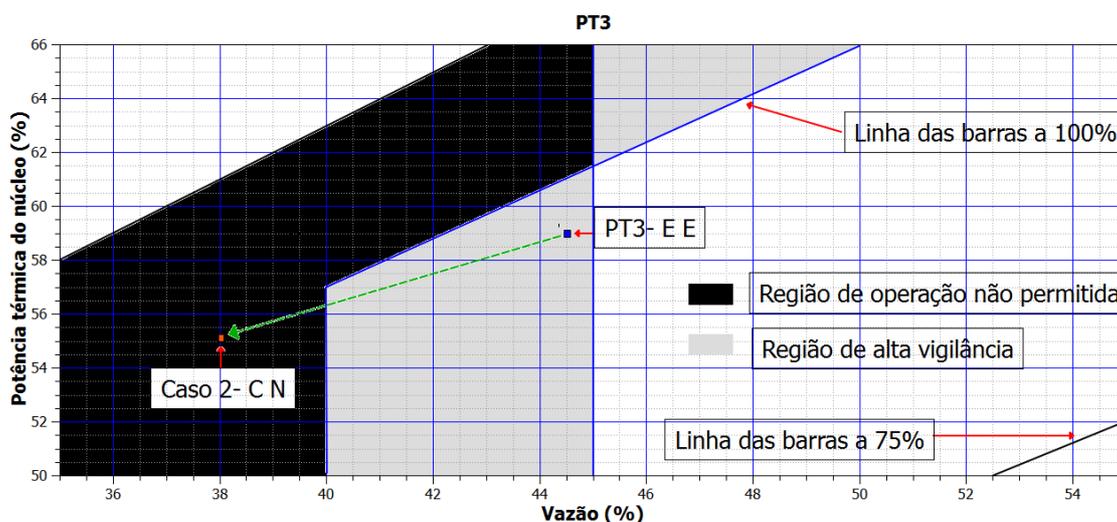


Figura 5.16. Mapa potência/vazão mostrando o ponto PT3 no estado estacionário e o ponto no mapa para o caso 2.

5.2.1.2. Ponto de operação TT2

O principal objetivo considerado no ponto TT2 (80,9% de vazão e 61,6% de potência) é verificar o comportamento do reator durante a diminuição da vazão no núcleo partindo do regime de estado estacionário.

Três casos de parada das bombas foram considerados e serão descritos a seguir.

5.2.1.2.1. Caso 1 – Parada súbita das bombas de recirculação

Para simular este evento, partiu-se do estado estacionário do ponto TT2. A velocidade das bombas de recirculação foi levada a zero e permaneceram até o final do cálculo caracterizando circulação natural. A Figura 5.17 mostra a evolução da potência relativa durante 200 segundos. O transitório começou em cinco segundos de cálculo.

Como pode ser observado no gráfico, a potência tende a estabilizar após o transitório. Entretanto, aproximadamente em 125 segundos de cálculo, a evolução da potência tende à instabilidade. Amplitudes acima de 10% do valor médio são frequentemente consideradas como um indicador de instabilidade. Se o sistema continuar a oscilar com a mesma amplitude, então o sistema é neutramente estável (NAYAK e VIJAYAN, 2008). Para tal condição de operação, qualquer perturbação mínima pode afetar o núcleo causando aumento da amplitude de oscilação de potência.

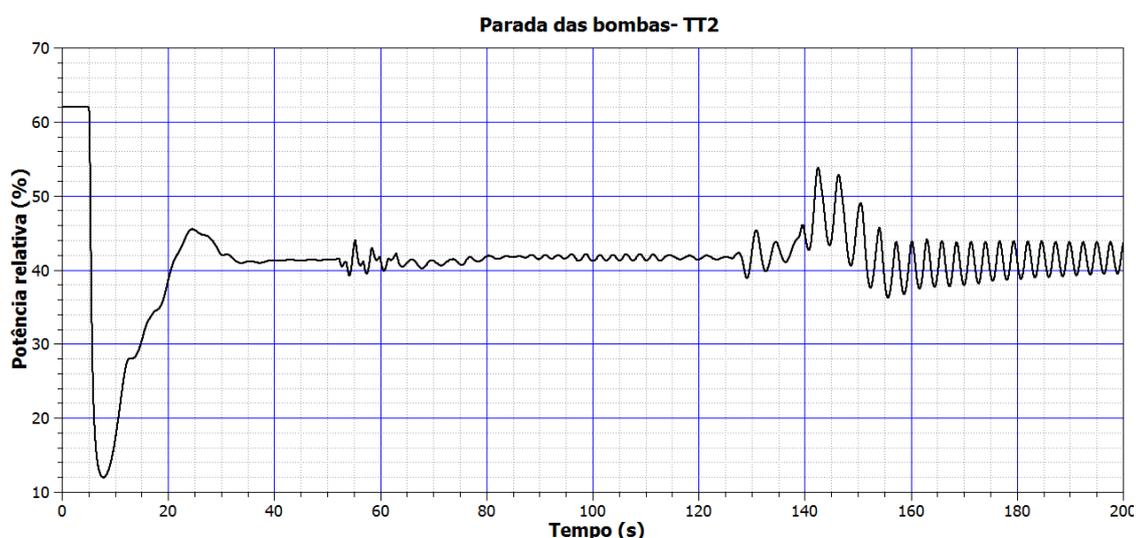


Figura 5.17. Evolução da potência relativa.

A Figura 5.18 mostra a evolução da reatividade. Como pode ser observado, com a parada permanente das bombas de recirculação há uma grande inserção de reatividade negativa no núcleo do reator. Em menos de 15 segundos após o evento a reatividade permaneceu praticamente nula até o tempo de aproximadamente 130 segundos, onde começaram pequenas oscilações na reatividade, mostrando que o reator não alcançou a plena estabilidade.

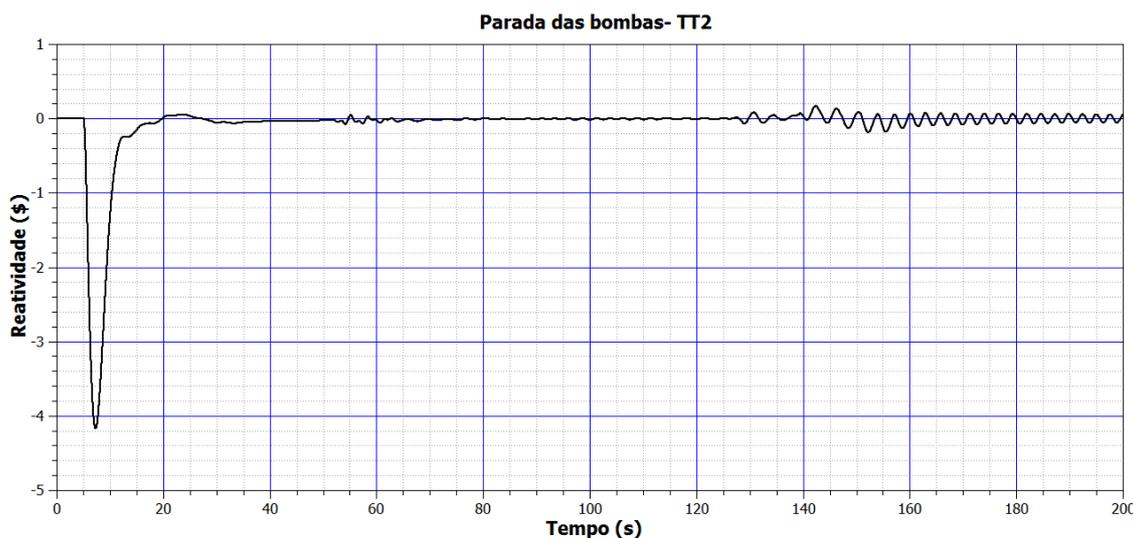


Figura 5.18. Evolução da reatividade.

A Figura 5.19 mostra a evolução da vazão na entrada do núcleo. Quando a velocidade das bombas de recirculação foi levada a zero, a condição de circulação natural se torna presente e ela é responsável por manter a vazão mínima no núcleo do reator em torno de 5000 kg/s.

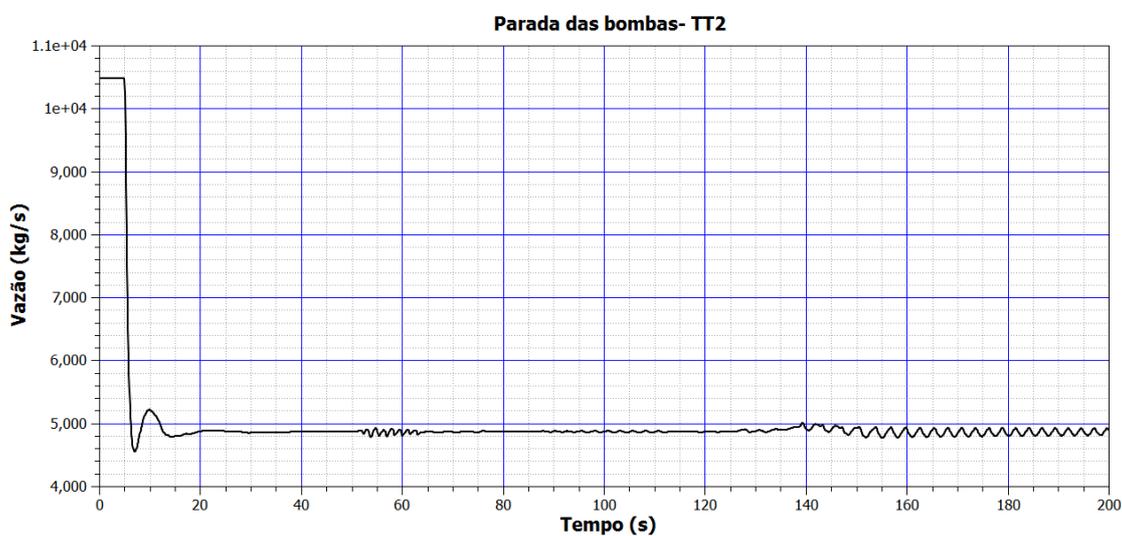


Figura 5.19. Evolução da vazão na entrada do núcleo.

A Figura 5.20 mostra a evolução da fração de vazio no nível 12 do canal TH 1. Como pode ser visto, no momento em que as bombas de recirculação foram desligadas, ocorreu um pico de vazio no canal analisado e, por volta de 15 segundos após este evento a fração de vazio se estabilizou com uma porcentagem de vapor maior do que a

anterior, como era de se esperar após a diminuição de cerca da metade da vazão no núcleo do reator.

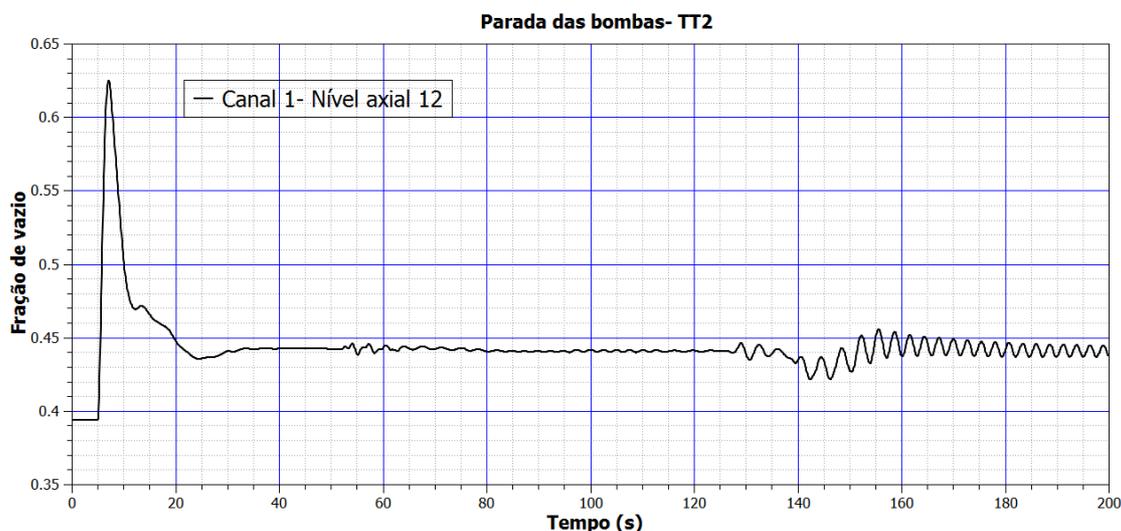


Figura 5.20. Evolução da fração de vazio no nível axial 12 do canal TH 1.

5.2.1.2.2. Caso 2 – Diminuição gradual da velocidade das bombas de recirculação

Este caso tem como objetivo encontrar o ponto de operação no qual o reator se apresenta completamente estável o mais próximo possível do modo de circulação natural. Para isso, a velocidade das bombas de recirculação foi gradualmente diminuída durante 400 segundos e permaneceu mais 150 segundos com as bombas de recirculação funcionando a 20% da velocidade de antes do evento. Esse evento iniciou-se no tempo de 5 segundos. A Figura 5.21 apresenta a evolução da potência durante o transitório. Com esse gráfico fica clara a dependência da potência com a vazão. Observa-se um pico de potência por volta de 300 segundos e depois o reator permanece com pequenas oscilações, mesmo com as bombas trabalhando a 20% de velocidade.

A Figura 5.22 mostra a evolução da reatividade. Quando o evento inicia, ocorre uma pequena inserção de reatividade negativa no núcleo; essa inserção de reatividade permanece por volta de 300 segundos quando ocorre uma grande oscilação e, após essa forte oscilação a reatividade continua oscilando demonstrando instabilidade.

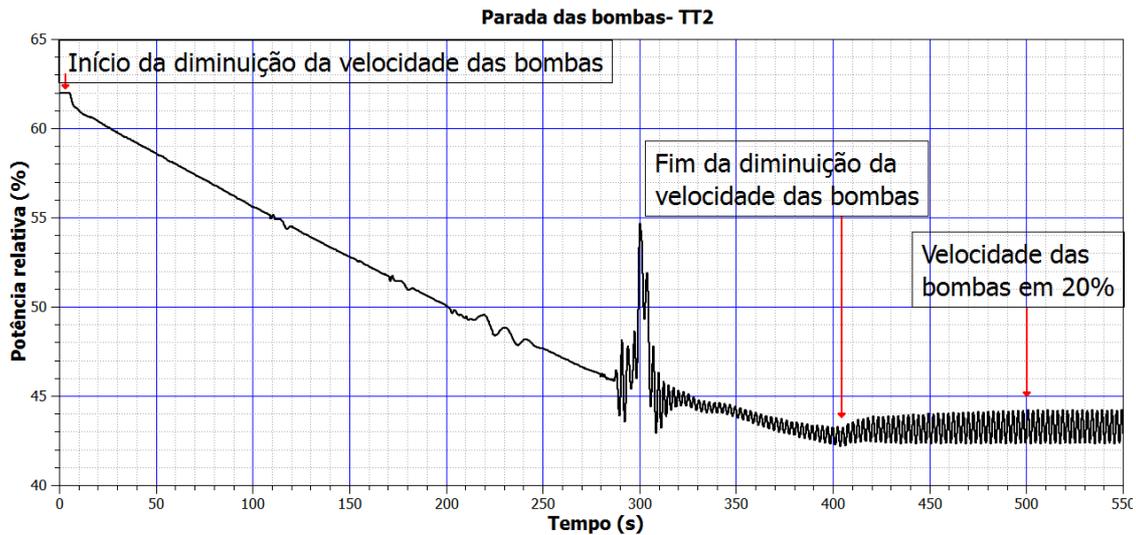


Figura 5.21. Evolução temporal da potência.

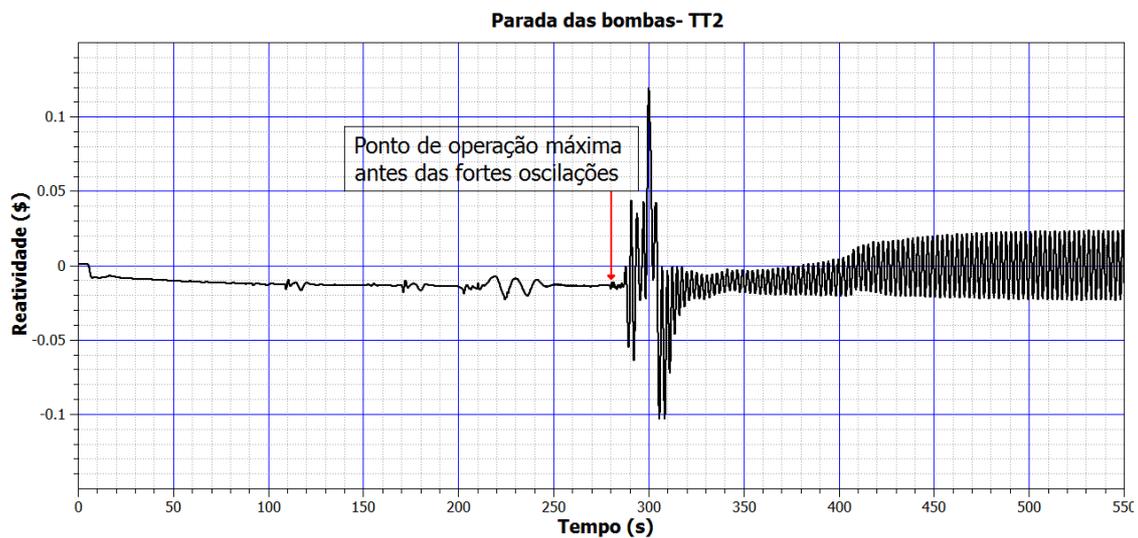


Figura 5.22. Evolução temporal da reatividade.

Todos os parâmetros termo-hidráulicos mostraram oscilações após cerca de 280 segundos de cálculo. A Figura 5.23 mostra a fração de vazio no meio (nó axial 12) em dois canais distintos que se encontram na periferia do núcleo (canais 11 e 22). A análise destes canais se torna um parâmetro para verificação de oscilações fora de fase no núcleo do reator. Nos casos estudados não são verificadas oscilações fora de fase. O fato de o canal 11 ter um vazio ligeiramente maior do que o canal 22 é explicado pelo fato destes canais conterem números distintos de estruturas de calor, como é mostrado na nodalização TH da Figura 4.4.

A Figura 5.24 mostra a vazão à entrada do núcleo. Após o término do evento, a vazão se encontra com um valor pouco maior do que 5000 kg/s, significando uma queda de vazão de quase 48%.

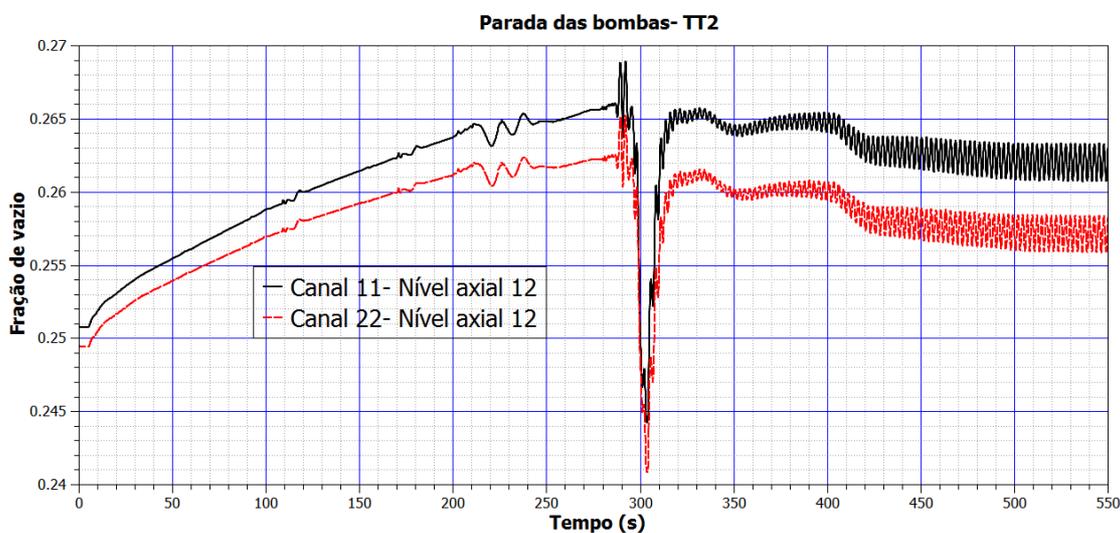


Figura 5.23. Evolução da fração de vazio em dois canais TH diferentes.

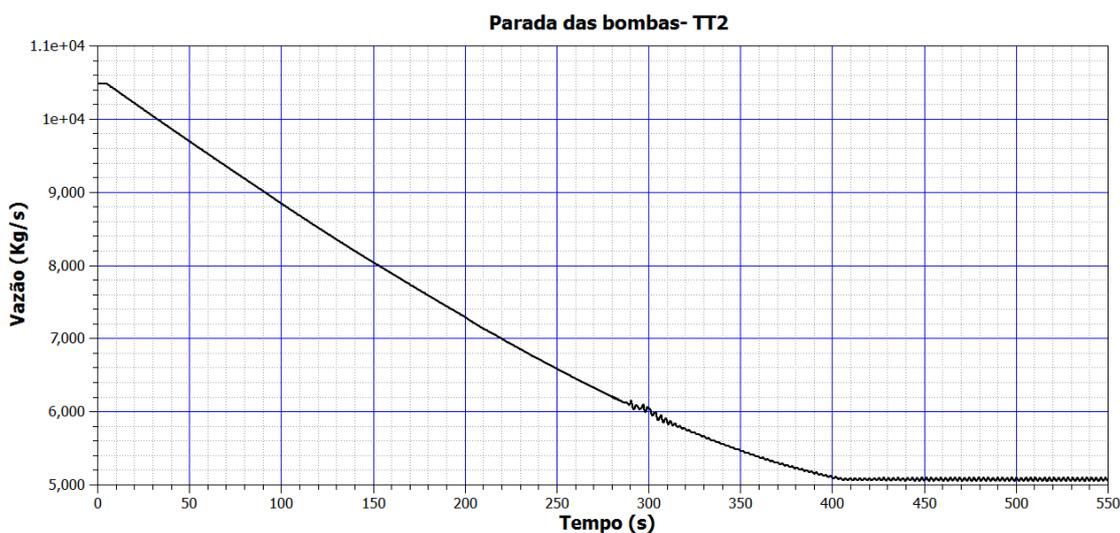


Figura 5.24. Evolução temporal da vazão à entrada do núcleo.

A Figura 5.25 mostra a pressão à entrada do núcleo. Observa-se uma diminuição gradativa da pressão e por volta de 280 segundos ocorre uma forte oscilação.

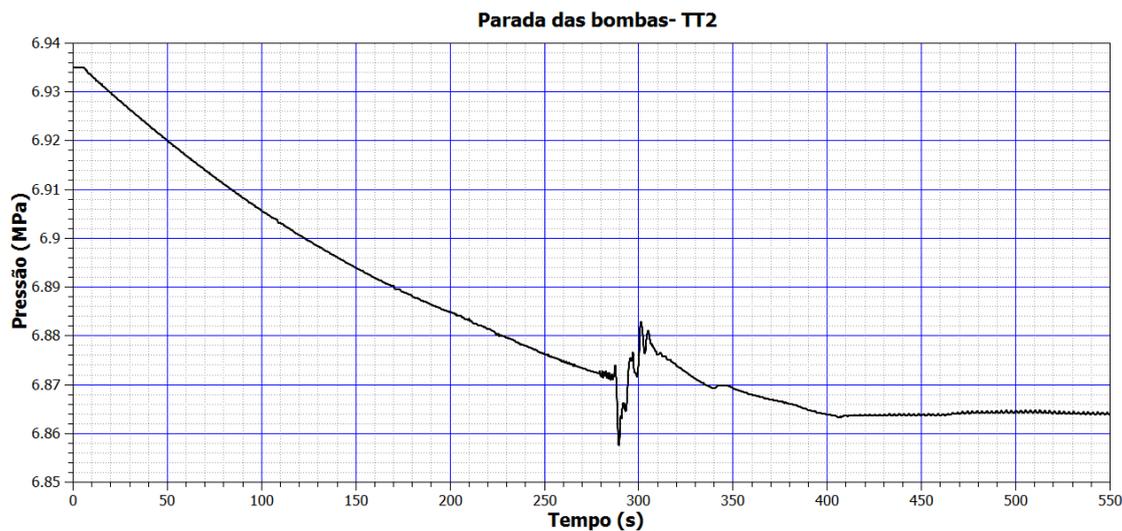


Figura 5.25. Evolução temporal da pressão à entrada do núcleo.

A Figura 5.26 mostra a temperatura do refrigerante no canal central (1) no nível axial 12, onde também se observam oscilações no tempo de 280 segundos.

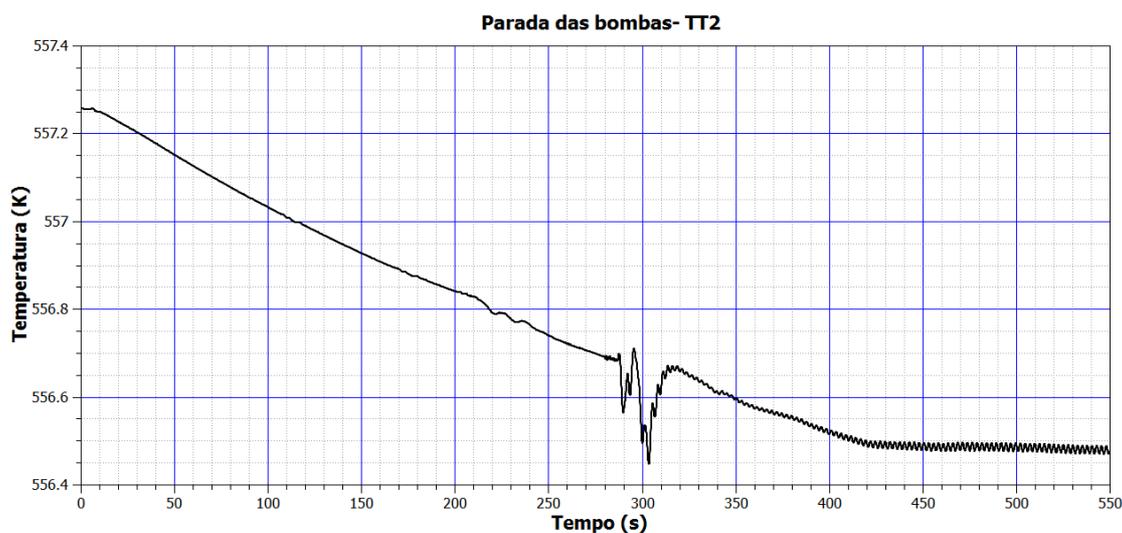


Figura 5.26. Evolução da temperatura do refrigerante no nível axial 12 do canal 1.

Devido às indesejáveis oscilações terem ocorrido em todos os parâmetros termo-hidráulicos no tempo de 280 segundos, torna-se necessário limitar a velocidade das bombas antes destas oscilações ocorrerem. A Figura 5.27 mostra a evolução da velocidade das bombas. No gráfico são mostradas duas curvas sobrepostas, representando as duas bombas de recirculação do reator. Foi estabelecido o tempo de 255 segundos como limite de estabilidade garantindo uma margem de folga antes das

oscilações. Neste tempo, a velocidade está em 56 radianos/segundo, que representa 50% da velocidade no estado estacionário. Com essa informação, foi possível simular outro transitório que será apresentado no caso 3.

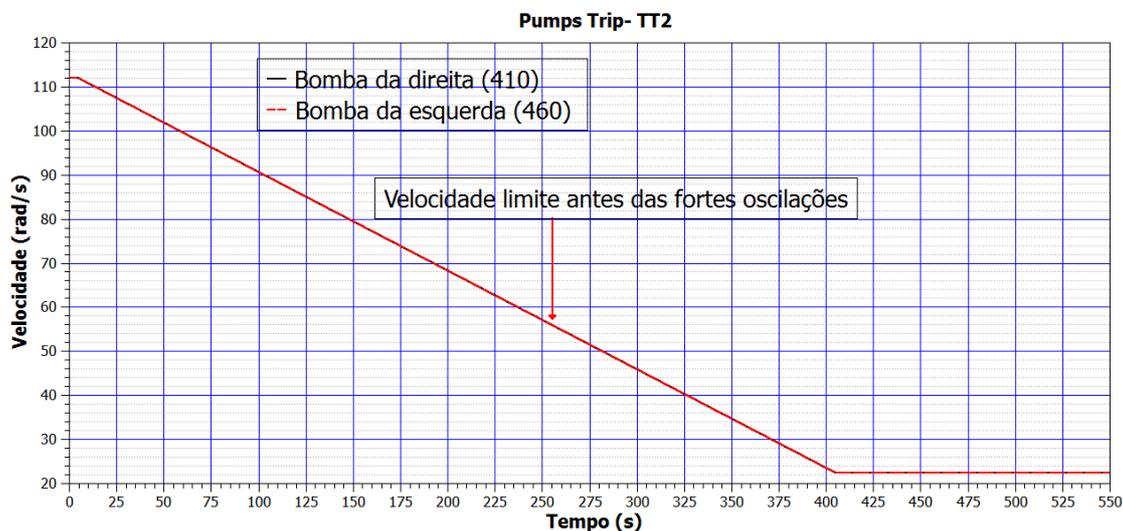


Figura 5.27. Evolução da velocidade das bombas de recirculação durante o transitório.

5.2.1.2.3. Caso 3 – Bombas de recirculação operando a 50% de velocidade

Para simular esta condição, as velocidades das bombas foram reduzidas bruscamente para 50% da velocidade máxima partindo de uma condição de operação estacionária. Como pode ser verificado na Figura 5.28, o reator permanece estável depois do transitório e assume um novo valor de potência cerca de 48% da potência total.

A Figura 5.29 mostra a evolução da reatividade durante o transitório. No momento em que as bombas reduzem suas velocidades bruscamente para 50%, ocorre uma grande inserção de reatividade negativa no núcleo, mas cerca de 15 segundos após o evento o valor da reatividade se torna nulo e sem oscilações.

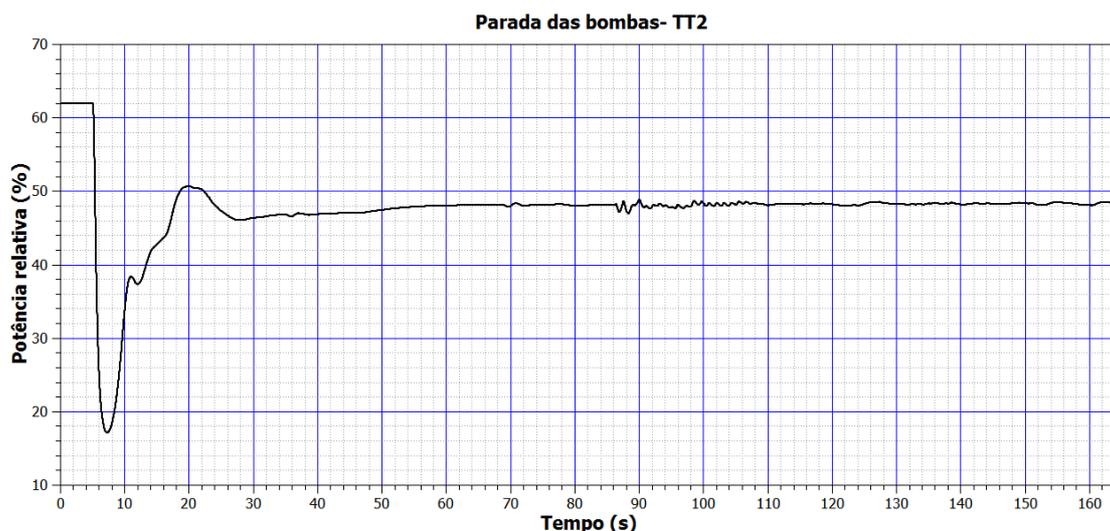


Figura 5.28. Evolução temporal da potência.

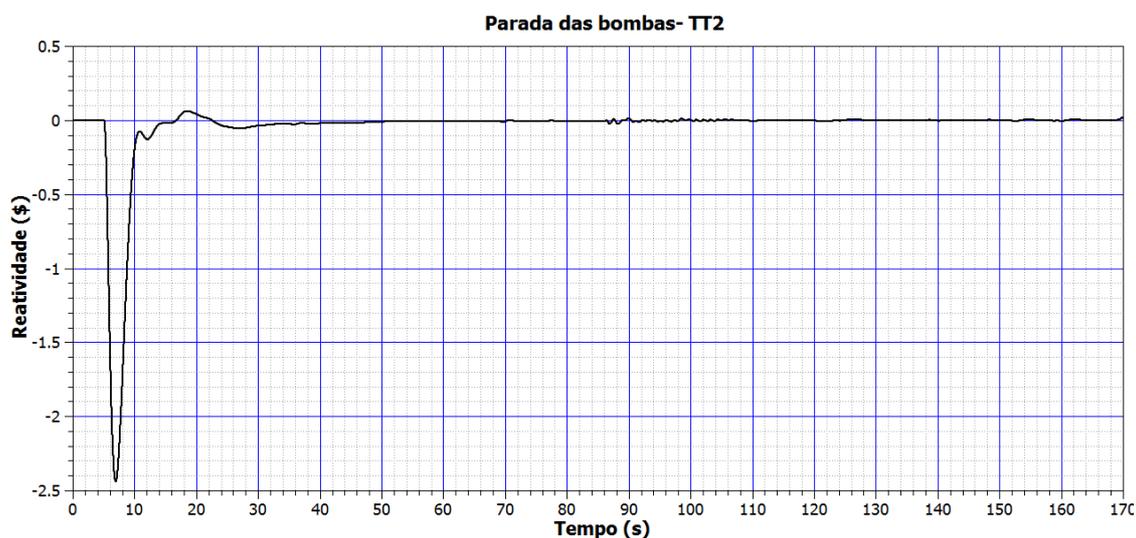


Figura 5.29. Evolução temporal da reatividade.

Como a vazão foi reduzida, a fração de vazio aumenta um pouco e está representada na Figura 5.30 para os canais 11 e 22 no nível axial 12. No momento em que as velocidades diminuíram, ocorreu um pico das frações de vazio, mas estas rapidamente se normalizaram. A vazão à entrada do núcleo estabilizou em cerca de 6500 kg/s, representando uma diminuição de vazão de cerca de 37,7 %, como pode ser visto na Figura 5.31.

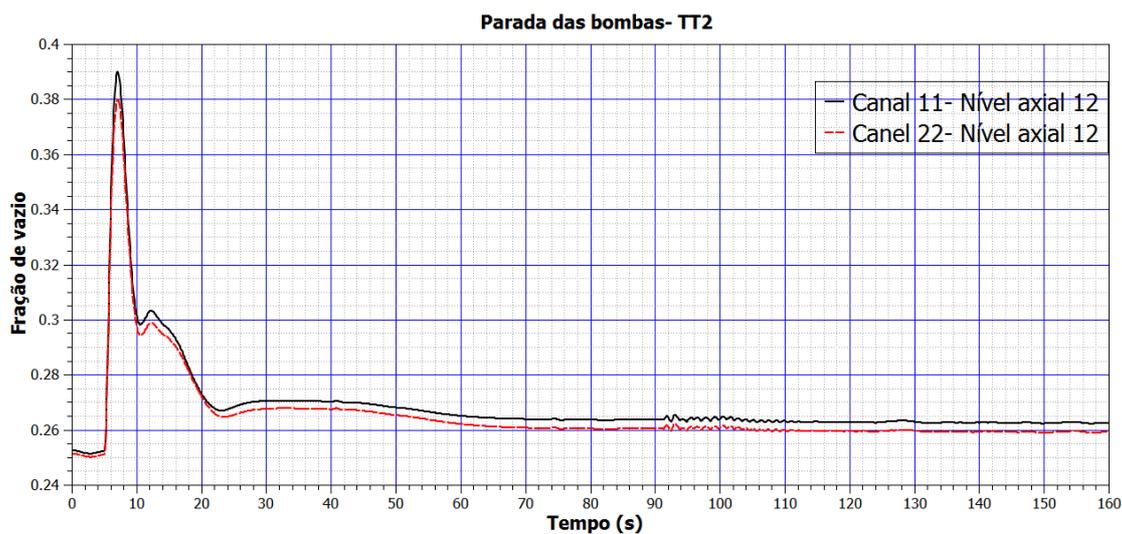


Figura 5.30. Evolução temporal da fração de vazio no nível axial 12 dos canais 11 e 22.

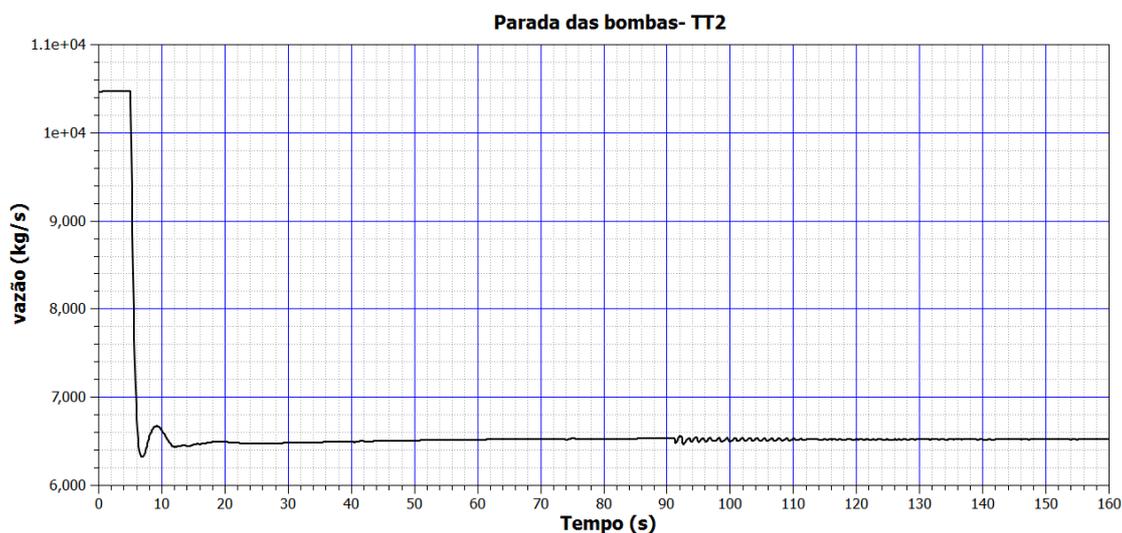


Figura 5.31. Evolução temporal da vazão à entrada do núcleo.

A pressão à entrada do núcleo é apresentada na Figura 5.32. A curva mostra um aumento pequeno e gradativo após o evento, mas sem oscilações. A temperatura do refrigerante no canal 1 no nível axial 12 é apresentada na Figura 5.33. A temperatura estabilizou em um valor cerca de 0,6 K menor que no estado estacionário inicial.

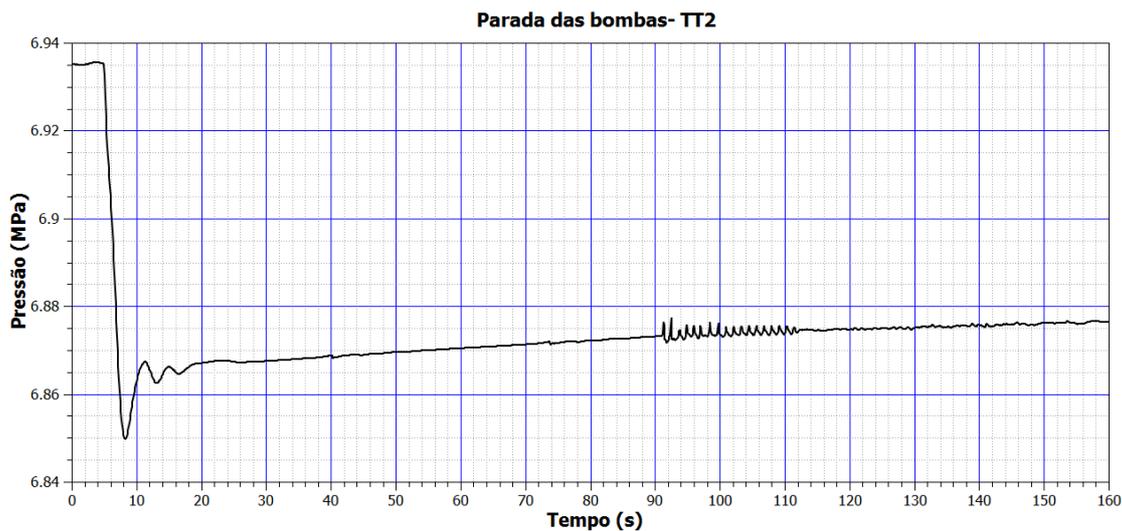


Figura 5.32. Evolução da pressão à entrada do núcleo.

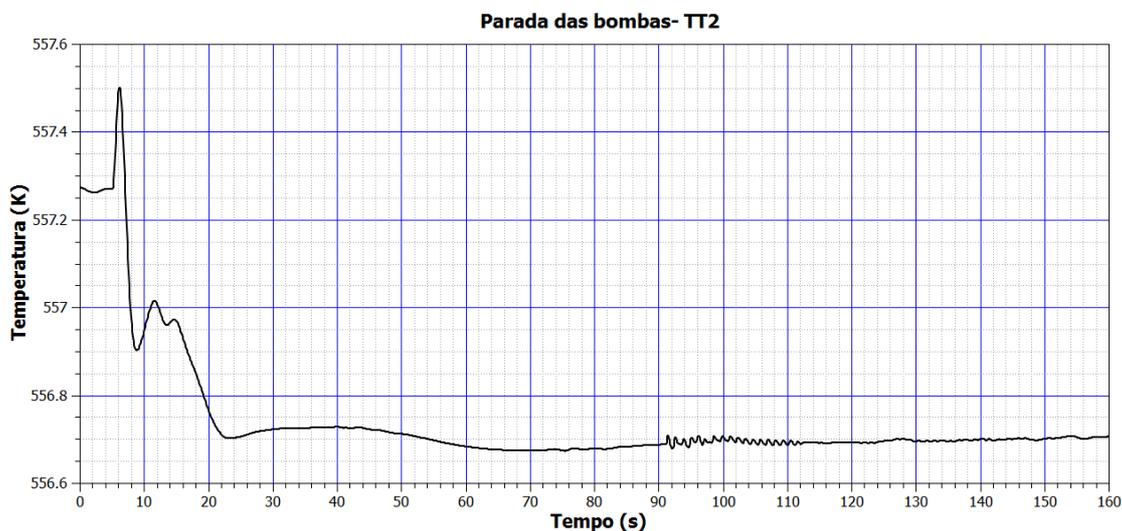


Figura 5.33. Evolução da temperatura do refrigerante no nível axial 12 do canal 1.

A Figura 5.34 mostra uma ampliação do mapa vazão/potência para os casos estudados do ponto TT2. Verifica-se que os casos 1 e 2 encontram-se no limiar da região de operação não permitida, muito próximos da linha das barras a 75%. Esses dois casos apresentaram instabilidade como verificado nas Figuras anteriores relativas a tais casos. O caso 3, no qual as bombas de recirculação funcionam a 50% de velocidade, se encontra em uma região permitida para o reator funcionar e em cima da linha das barras a 75%. Em cima desta linha não há inserção de reatividade no núcleo, pois não há movimento das barras de controle (DORNING, 2002).

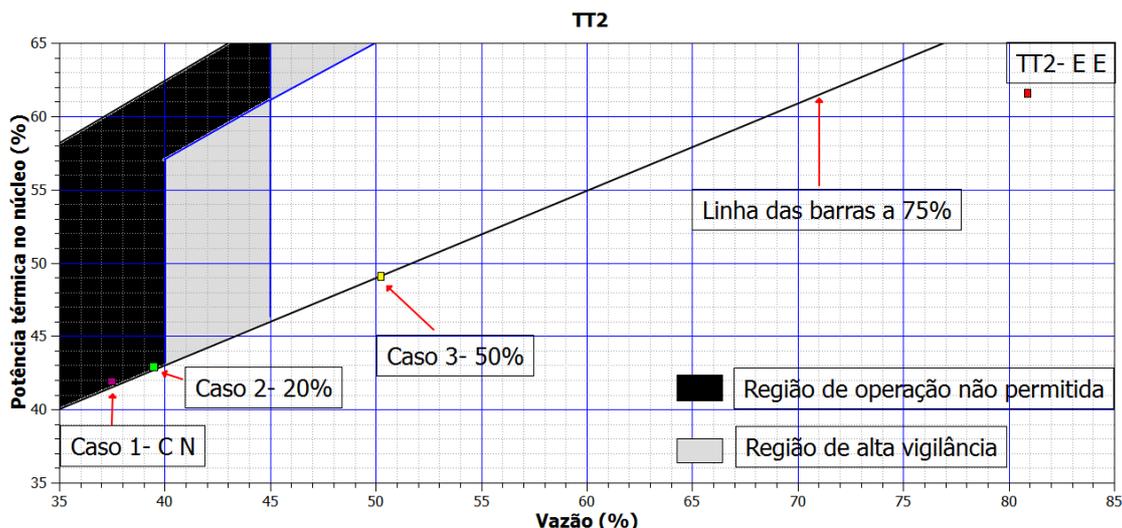


Figura 5.34. Mapa potência/vazão para os casos estudados do ponto TT2.

5.2.2. Movimento das barras de controle

Foram simulados cinco casos de retirada das barras de controle para o ponto de operação PT3, com a finalidade de prever o comportamento do reator, operando em regime estacionário, perturbado pelo movimento das barras de controle.

Todas as simulações apresentadas tiveram a mesma seqüência de eventos:

- Foi alcançada a estabilidade de operação caracterizando o estado estacionário.
- O reator entrou em modo de circulação natural, após serem desligadas as bombas de recirculação.
- Após a estabilidade do evento anterior os bancos de barras de controle foram retirados.

A movimentação das barras de controle é um comando realizado no cartão *MOV BANK* do código neutrônico PARCS.

A Figura 5.35 mostra a configuração inicial dos bancos de barras de controle para o estado estacionário. São ao todo sete conjuntos de barras de controle. O número “0” (zero) representa os refletores, os conjuntos com número “1” estão totalmente retirados do núcleo do reator, os conjuntos identificados com o número “2” estão com 87,5% de seu comprimento retirado do núcleo.

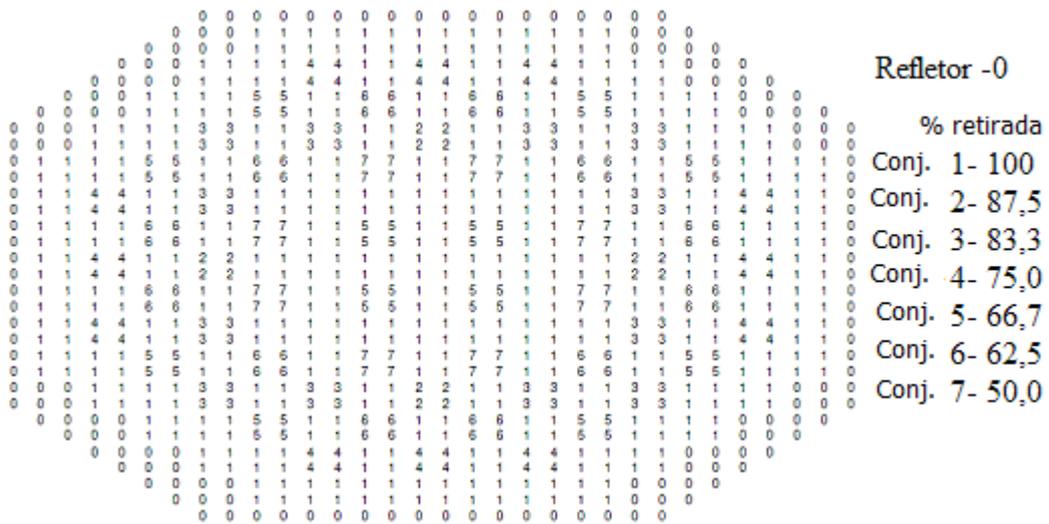


Figura 5.35. Posição dos conjuntos de barras de controle para o estado estacionário (representação no código PARCS).

A Figura 5.36 representa um corte transversal do núcleo do reator mostrando também a configuração das barras de controle para o estado estacionário. Cada um dos sete conjuntos está representado por uma cor diferente e por um número correspondente, que representa a porcentagem retirada do núcleo do reator. A posição 48 representa as barras totalmente retiradas.

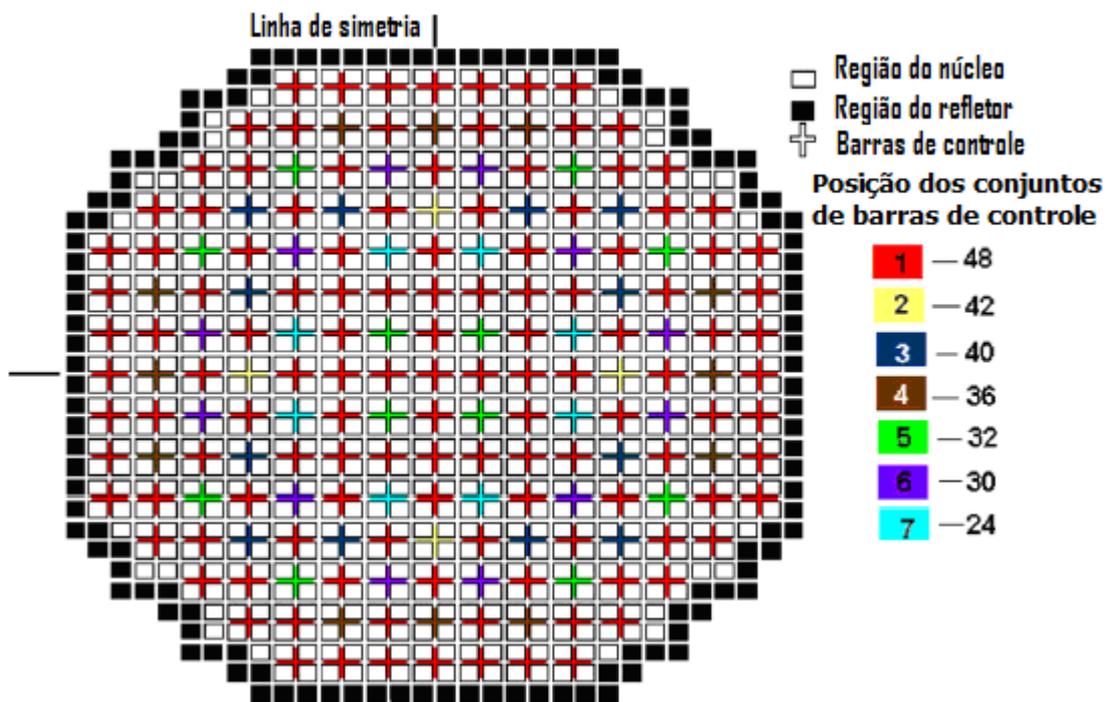


Figura 5.36. Posição das barras de controle representadas por sete cores diferentes para a configuração de estado estacionário.

5.2.2.1. Caso 1 – Retirada de dois bancos de barras de controle

Nesta simulação foram alterados apenas dois conjuntos de barras de controle em relação às posições de estado estacionário. De acordo com a Tabela 5.2, os bancos alterados foram o 5 e 7. A velocidade de retirada destes conjuntos foi a mesma, pois de acordo com a Tabela 5.2, o banco 5 passou da posição 32 para a posição 40 e o banco 7 passou da posição 24 para a posição 32, ou seja, esses dois bancos moveram oito posições em 20 segundos.

Tabela 5.2. Sequência de remoção do banco de barras de controle para o caso 1, com destaque para os bancos alterados.

Tempo (s)	0		155		175	
Conjunto	% retirada	Posição	% retirada	Posição	% retirada	Posição
1	100	48	100	48	100	48
2	87,5	42	87,5	42	87,5	42
3	83,3	40	83,3	40	83,3	40
4	75,0	36	75,0	36	75,0	36
5	66,7	32	66,7	32	83,3	40
6	62,5	30	62,5	30	62,5	30
7	50,0	24	50,0	24	66,7	32

A retirada das barras de controle é gradativa, iniciando no tempo de 155 segundos e em intervalo de tempo de 20 segundos as barras de controle já estão com a nova configuração.

A Figura 5.37 representa a configuração inicial do estado estacionário. Como pode ser observado, os conjuntos de barras de controle removidos foram os mais centrais.

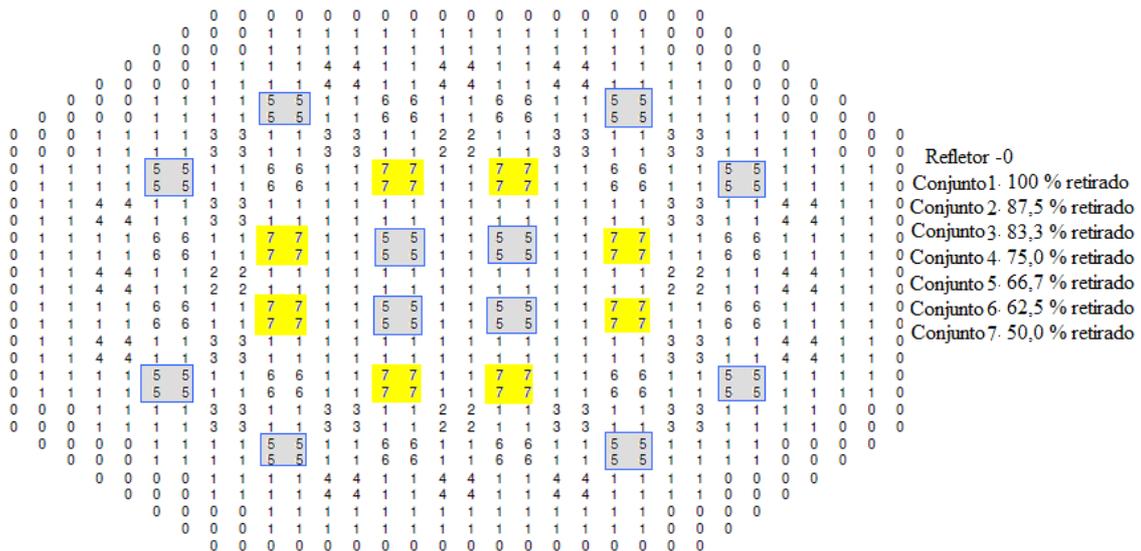


Figura 5.37. Posição inicial das barras de controle no núcleo do reator destacando aquelas que serão movimentadas.

O gráfico da potência relativa (Figura 5.38) mostra todos os eventos, partindo do estado estacionário. O desligamento das bombas de recirculação iniciou no tempo de 5 segundos, levando o reator ao modo de circulação natural. Após 130 segundos ocorre a estabilidade da potência (Fig. 5.39). No tempo de 155 segundos inicia-se a retirada das barras de controle terminando no tempo de 175 segundos. Após cerca de 70 segundos o reator alcança a estabilidade.

A retirada das barras de controle provoca aumento do fluxo de nêutrons, causando uma elevação no número de fissões, e induzindo inserção de reatividade positiva. Com isso, ocorre maior transferência de calor do combustível para o refrigerante, provocando geração de mais vapor e conseqüente elevação de potência.

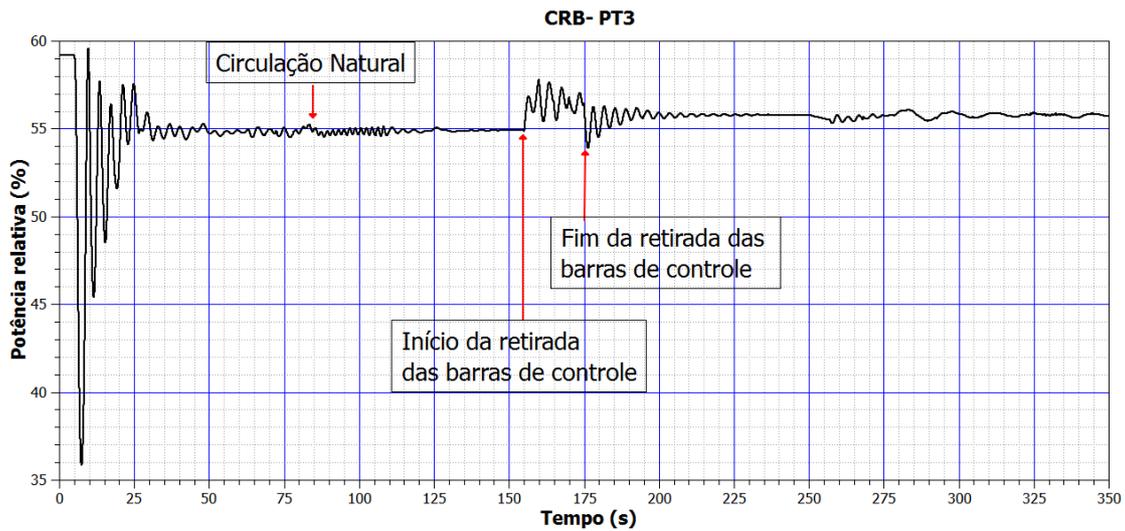


Figura 5.38. Evolução da potência para todos os eventos do caso 1.

A Figura 5.39 mostra a evolução da potência durante o evento em estudo, no intervalo de tempo 150 s a 250 s. O maior pico de potência não alcançou 58 %, evidenciando que, neste caso, a retirada de dois conjuntos de barras de controle se mostrou muito discreta e segura. Após a estabilidade do evento a potência subiu quase 1%, devido ao aumento do fluxo de nêutrons no núcleo do reator.

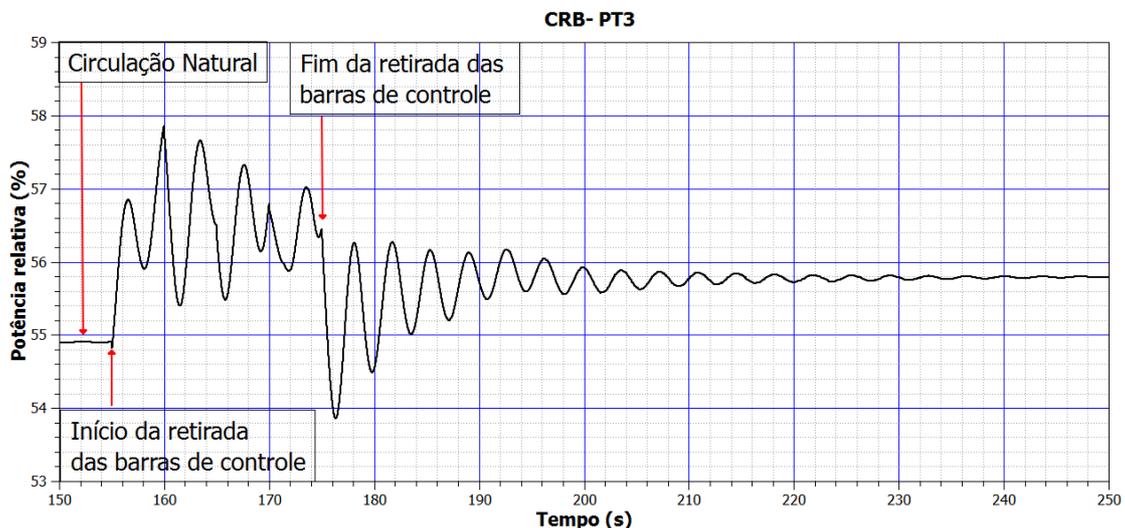


Figura 5.39. Evolução da potência no intervalo de tempo de 150 s a 240 s.

A Figura 5.40 mostra uma ampliação do evento de retirada das barras de controle para a evolução da reatividade. Esse evento provocou uma pequena inserção de reatividade positiva. Rapidamente a oscilação diminuiu, mantendo o reator na situação de crítico.

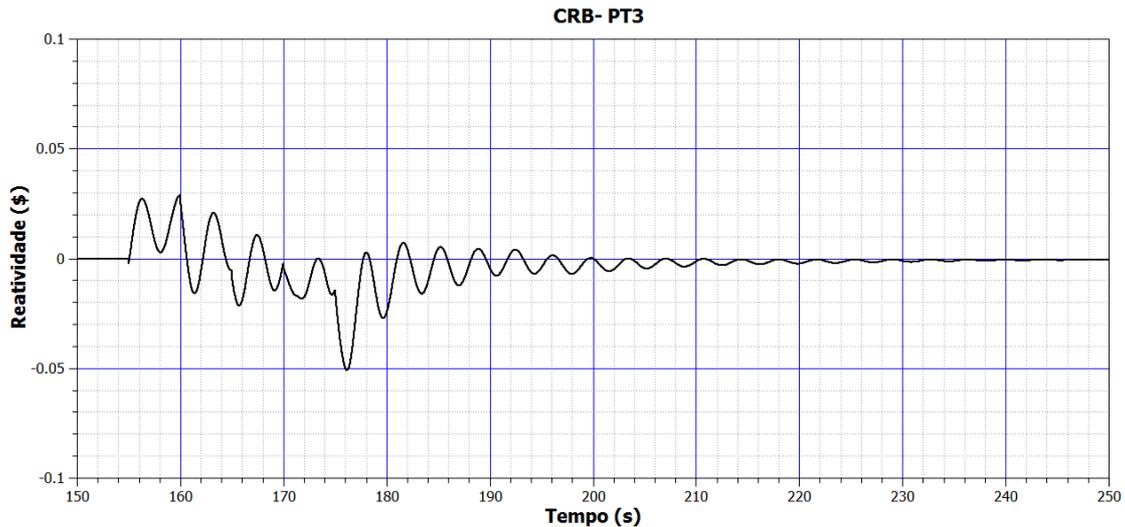


Figura 5.40. Evolução da reatividade no intervalo de tempo de 150 s a 250 s.

A Figura 5.41 compara a curva de distribuição relativa de potência em relação aos nós axiais para o caso transitório 1 e o estado estacionário. No estado estacionário os conjuntos de barras 5 e 7 se encontravam próximos aos níveis axiais 8 e 12, respectivamente. Após a retirada, os conjuntos 5 e 7 se posicionaram próximos aos nós axiais 4 e 8, respectivamente. Por isso é observado um ligeiro aumento da potência relativa entre os nós axiais 6 e 12.

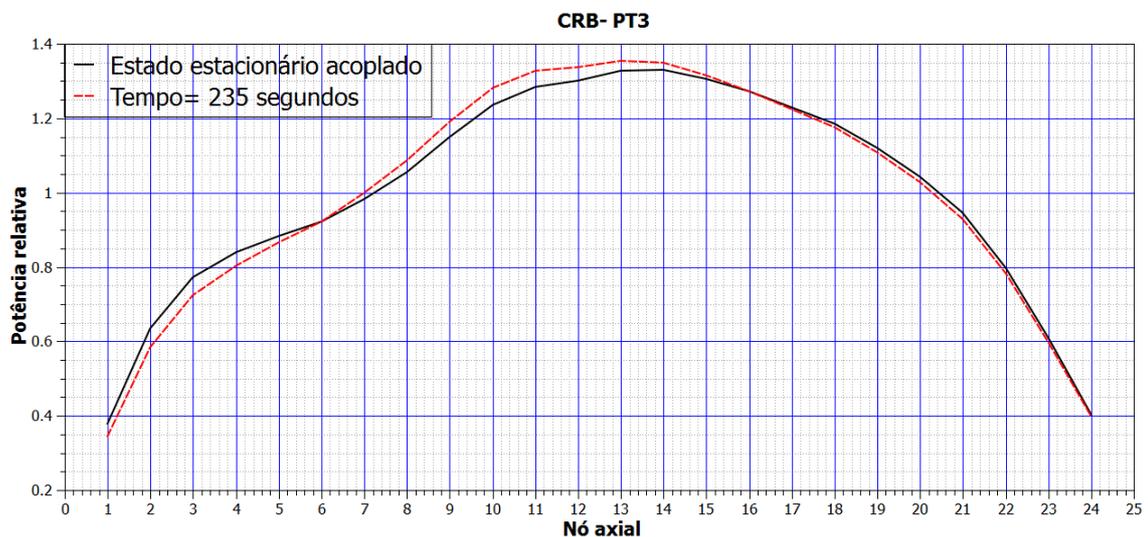


Figura 5.41. Evolução da potência relativa (simulação) em relação aos nós axiais, para as curvas do estado estacionário e um ponto de estabilidade ao final do evento (tempo= 235 s) de retirada das barras de controle para o caso 1.

A Figura 5.42 mostra a distribuição planar de potência 2D no tempo de 235 s no núcleo do reator. Neste tempo o reator alcançou a estabilidade após a retirada das barras

de controle. É possível ver a simetria da distribuição de potência e também a pouca variação relativa de potência.

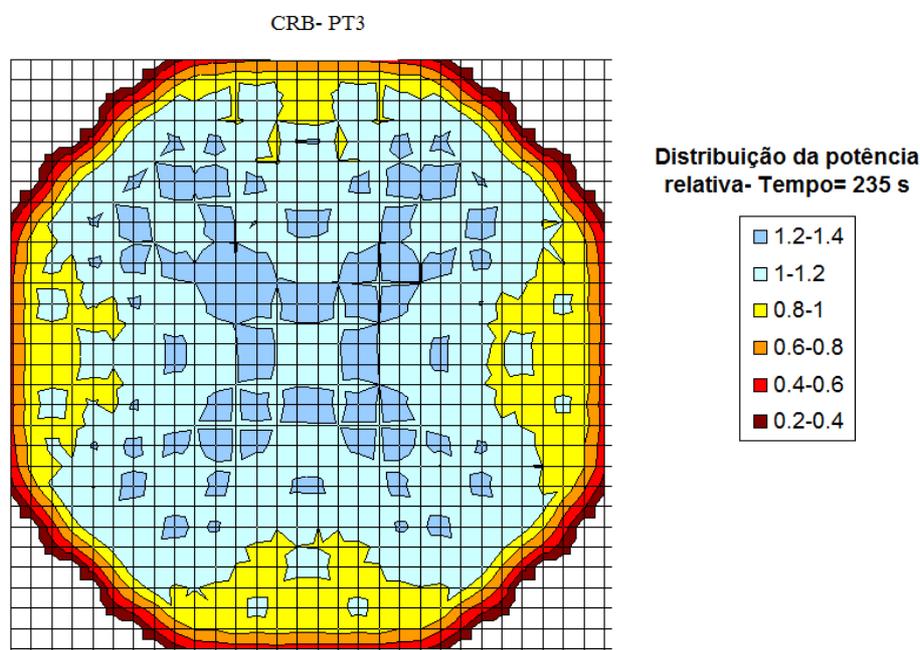


Figura 5.42. Distribuição planar de potência 2D no tempo 235 s.

5.2.2.2. Caso 2 – Retirada de cinco conjuntos de barras de controle em 20 segundos

Nesta simulação foram retirados cinco conjuntos de barras de controle com a mesma velocidade, ou seja, todos desceram 8 posições em 20 segundos. De acordo com a Tabela 5.3, somente os conjuntos 1 e 2 não sofreram alterações.

Tabela 5.3. Seqüência de remoção das barras de controle para o caso 2, com destaque para os conjuntos alterados.

Tempo (s)	0		5		25	
	% retirada	Posição	% retirada	Posição	% retirada	Posição
1	100	48	100	48	100	48
2	87,5	42	87,5	42	87,5	42
3	83,3	40	83,3	40	100	48
4	75,0	36	75,0	36	91,66	44
5	66,7	32	66,7	32	83,3	40
6	62,5	30	62,5	30	79,16	38
7	50,0	24	50,0	24	66,7	32

Como já foi dito, este evento foi iniciado no modo de circulação natural após o reator alcançar a estabilidade nessa nova situação. O evento transitório iniciou em 5 segundos.

A Figura 5.43 mostra a configuração final dos conjuntos de barras de controle com destaque para aqueles modificados. A coluna à direita desta figura mostra a porcentagem retirada das barras de controle do núcleo do reator.

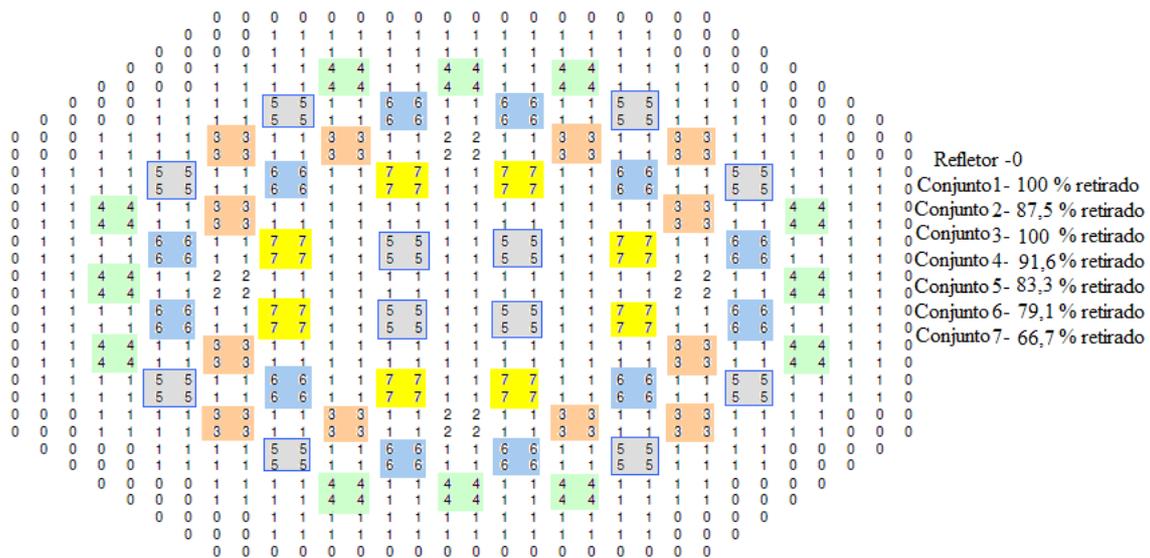


Figura 5.43. Posição final dos conjuntos de barras de controle para o caso 2.

De acordo com a Figura 5.44 é observado que a retirada dos conjuntos de barras de controle afeta a metade inferior do núcleo do reator, portanto nesta região ocorre inserção de reatividade positiva gerando aumento de potência, como pode ser observado na Figura 5.45.

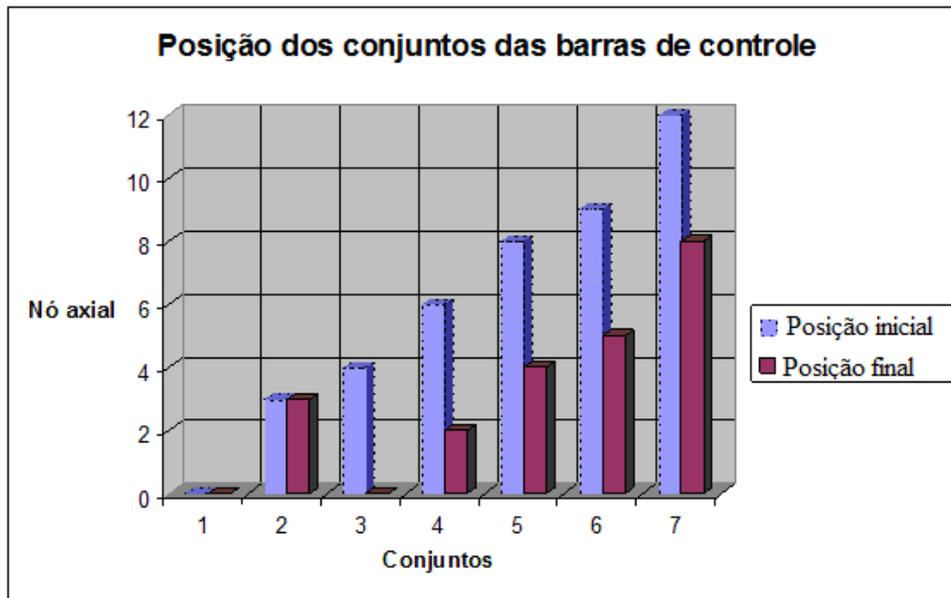


Figura 5.44. Gráfico que mostra as posições dos conjuntos de barras de controle em relação aos nós axiais.

A Figura 5.45 mostra a evolução da potência. Durante a retirada das barras de controle a oscilação de potência foi cerca de 6 % em relação ao valor médio. O reator alcançou a estabilidade 20 segundos após o término da retirada das barras de controle. Tanto para o caso 2 como para o caso 1, após a estabilidade, a potência aumentou em cerca de 1% devido ao maior fluxo de nêutrons no núcleo do reator.

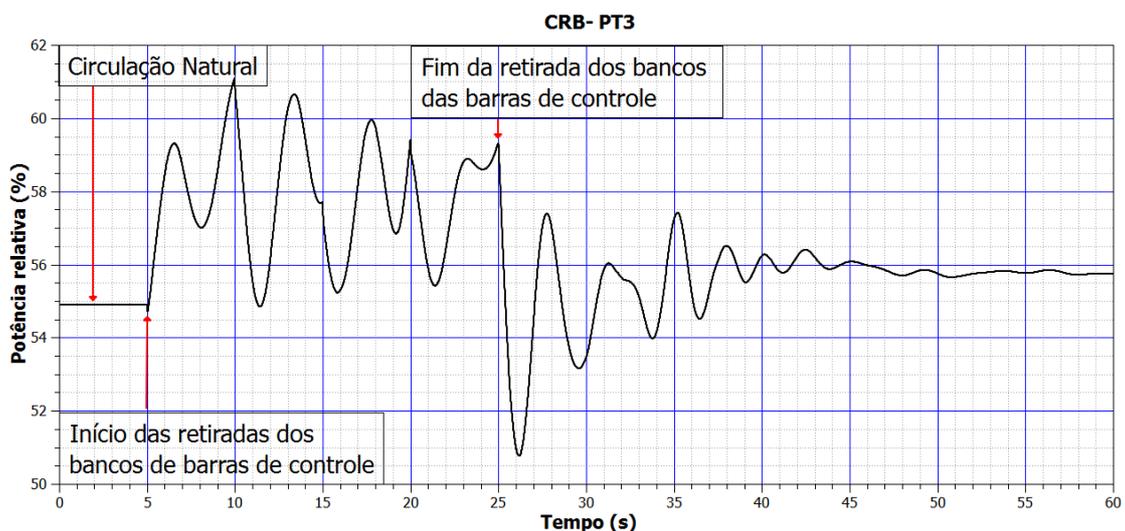


Figura 5.45. Evolução da potência para o evento da retirada das barras de controle para o caso 2.

A Figura 5.46 mostra a evolução da reatividade para o evento da retirada dos cinco conjuntos de barras de controle. Após a estabilidade do evento o reator se mantém na região de subcrítico, com uma pequena inserção de reatividade negativa.

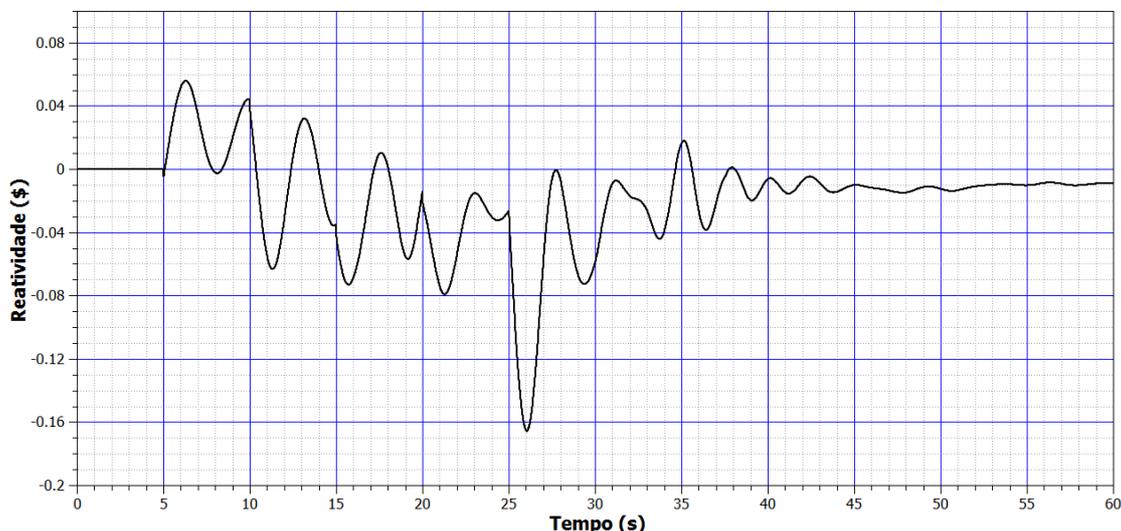


Figura 5.46. Evolução da reatividade para o caso 2.

A Figura 5.47 compara a curva de distribuição relativa de potência em relação aos nós axiais para um ponto de estabilidade (tempo = 55 segundos) no caso 2 e o estado estacionário simulado. A distribuição de potência é transformada totalmente nesta simulação ocorrendo um considerável aumento de potência na metade inferior do núcleo e conseqüentemente uma diminuição de potência na metade superior do núcleo.

No estado estacionário os conjuntos de barras 3, 4, 5, 6 e 7 se encontravam próximos aos níveis axiais 4, 6, 8, 9 e 12, respectivamente. Após alcançar a estabilidade, os bancos 4, 5, 6 e 7 se posicionaram próximos aos nós axiais 2, 4, 5 e 8, respectivamente. O banco 3 foi totalmente retirado do núcleo do reator. Isso pode ser visto na Figura 5.44.

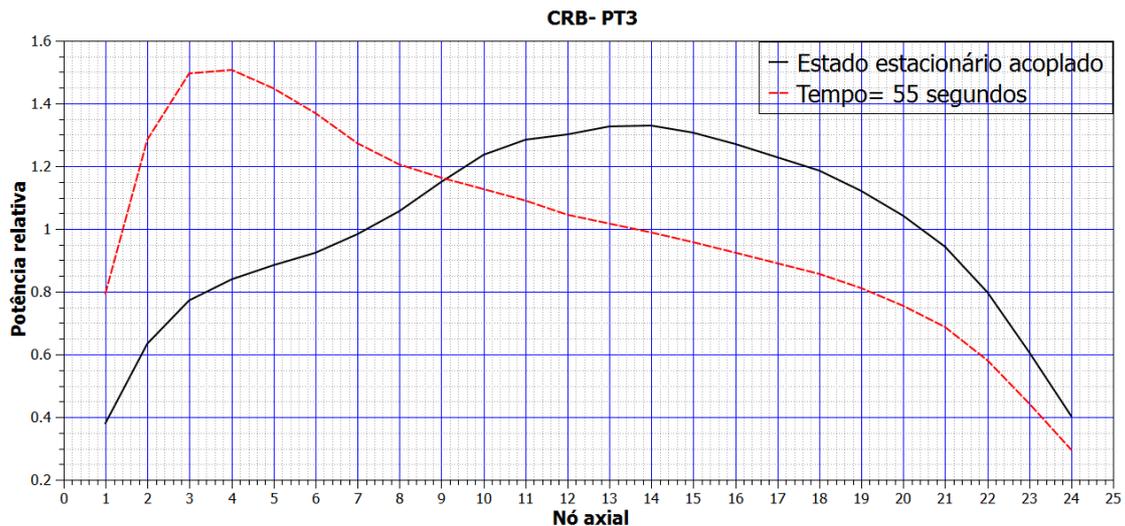


Figura 5.47. Evolução da potência relativa em relação aos nós axiais, para as curvas do estado estacionário e um ponto de estabilidade do final do evento de retirada das barras de controle para o caso 2.

A Figura 5.48 mostra a distribuição planar 2D da potência relativa no núcleo do reator após alcançar a estabilidade. A configuração se assemelha muito com a configuração da distribuição planar 2D de potência (Figura 5.32) do caso 1. A Figura 5.48 mostra uma pequena assimetria na distribuição de potência em relação aos hemisférios norte e sul.

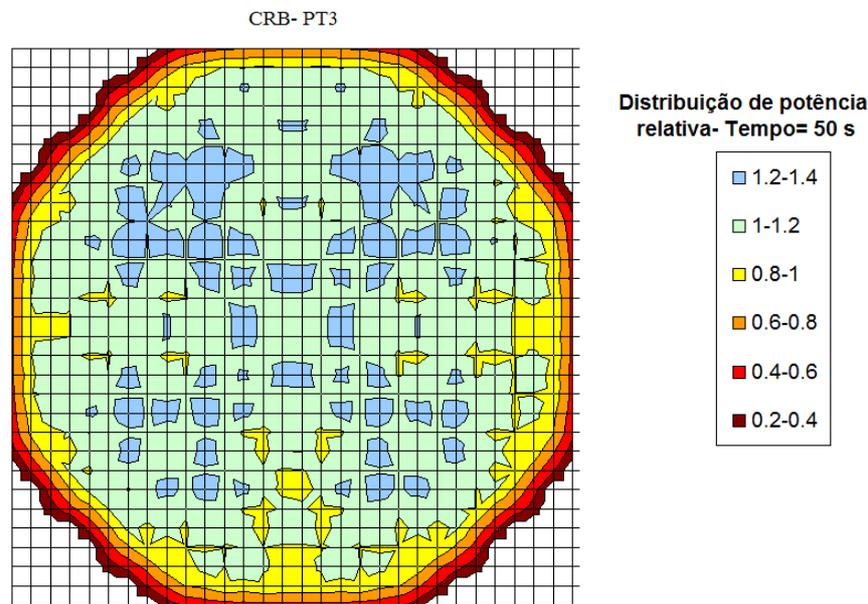


Figura 5.48. Distribuição planar de potência 2D no tempo 50 s.

5.2.2.3. Caso 3 – Retirada de 5 conjuntos de barras de controle em 10 segundos

A única diferença entre esse caso e o caso anterior foi que, neste caso, analisamos a retirada dos mesmos conjuntos de barras de controle considerando a metade do tempo, ou seja, em 10 segundos.

A Tabela 5.4 mostra a posição e a porcentagem retirada dos sete conjuntos de barras de controle.

Tabela. 5.4. Seqüência de remoção das barras de controle para o caso 3, com destaque para os conjuntos alterados.

Tempo (s)	0		5		15	
	% retirada	Posição	% retirada	Posição	% retirada	Posição
1	100	48	100	48	100	48
2	87,5	42	87,5	42	87,5	42
3	83,3	40	83,3	40	100	48
4	75,0	36	75,0	36	91,66	44
5	66,7	32	66,7	32	83,3	40
6	62,5	30	62,5	30	79,16	38
7	50,0	24	50,0	24	66,7	32

A Figura 5.49 compara as curvas para os casos 2 e 3. Neste gráfico é possível verificar, como era de se esperar, que a curva do caso 3 obteve uma amplitude de onda maior que no caso 2. Isso é explicado pelo fato de a retirada dos conjuntos de barras de controle para o caso 3 ocorrerem na metade do tempo em relação ao caso anterior. Isso implica em inserção de reatividade mais intensa no núcleo do reator. O reator alcançou a estabilidade no caso 3 por volta de 40 segundos após o início do evento.

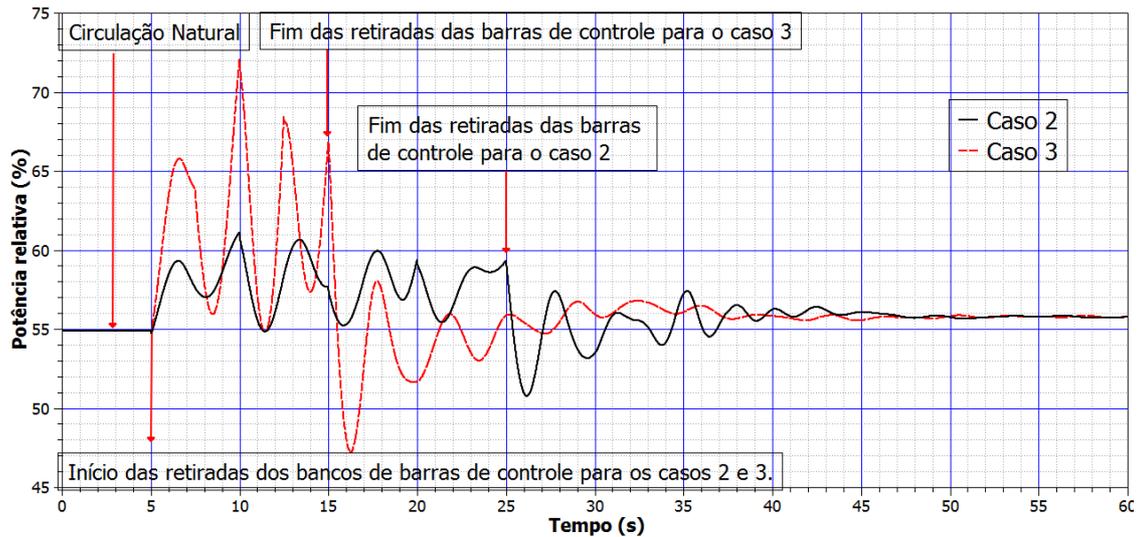


Figura 5.49. Evolução temporal da potência para o evento da retirada dos conjuntos de barras de controle para os casos 2 e 3.

A Figura 5.50 compara as curvas de reatividade para os casos 2 e 3. Na curva do caso 3 houve inserção de reatividade maior que na curva do caso 2; isso ocorre pelo fato de a retirada dos conjuntos de barras de controle ter sido feita de uma forma mais abrupta no caso 3, como já foi explicado anteriormente.

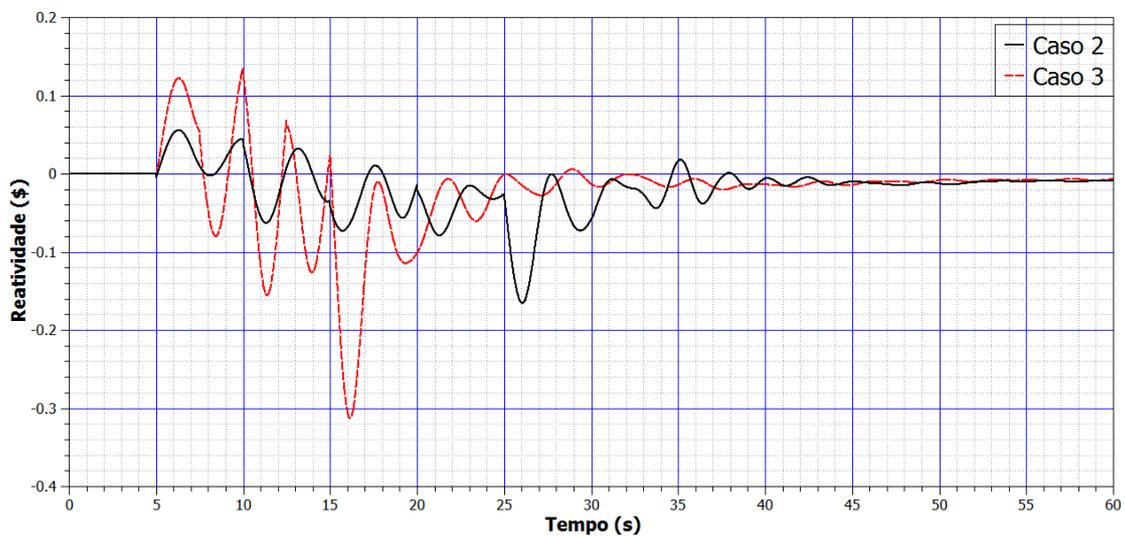


Figura 5.50. Evolução da reatividade para os casos 2 e 3.

A Figura 5.51 mostra as curvas da potência relativa em relação aos nós axiais para o estado estacionário e para os casos 2 e 3. A curva do caso 3 foi obtida no tempo de 45 segundos. Nesse tempo a potência já estava estabilizada. Ocorre superposição das curvas dos casos 2 e 3; esse fato está totalmente de acordo com o esperado, pois foram movimentados os mesmos conjuntos de barras de controle para esses dois casos.

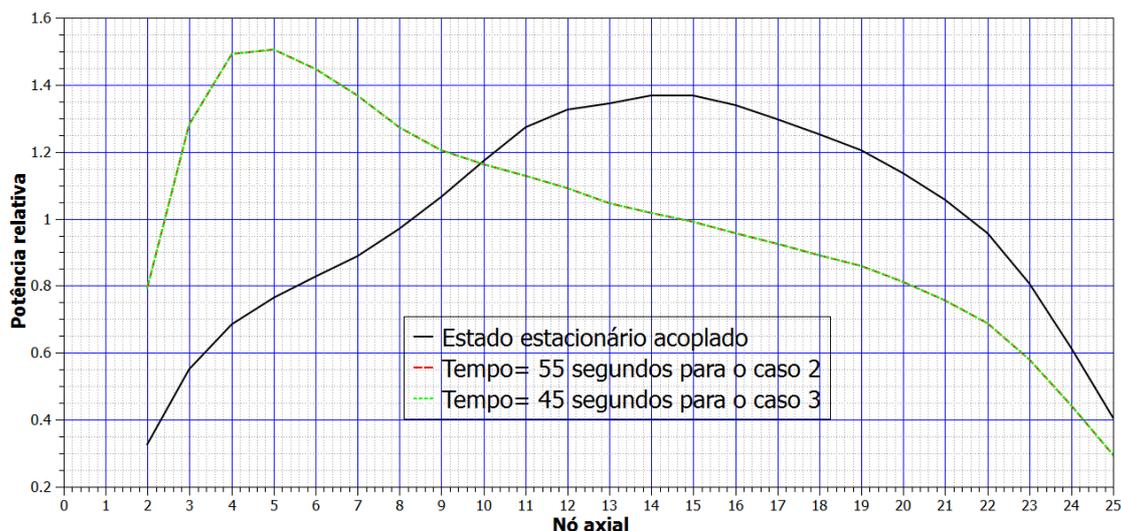


Figura 5.51. Perfil da potência axial para o estado estacionário e para os casos 2 e 3 em pontos de estabilidade após o movimento das barras de controle.

A Figura 5.52 mostra a distribuição planar de potência para o tempo de 45 segundos. Essa figura é idêntica à figura da distribuição planar de potência do caso 2 (Figura 5.48), pois foram movimentados os mesmos bancos de barras de controle, a única diferença foi que ocorreu em 10 segundos.

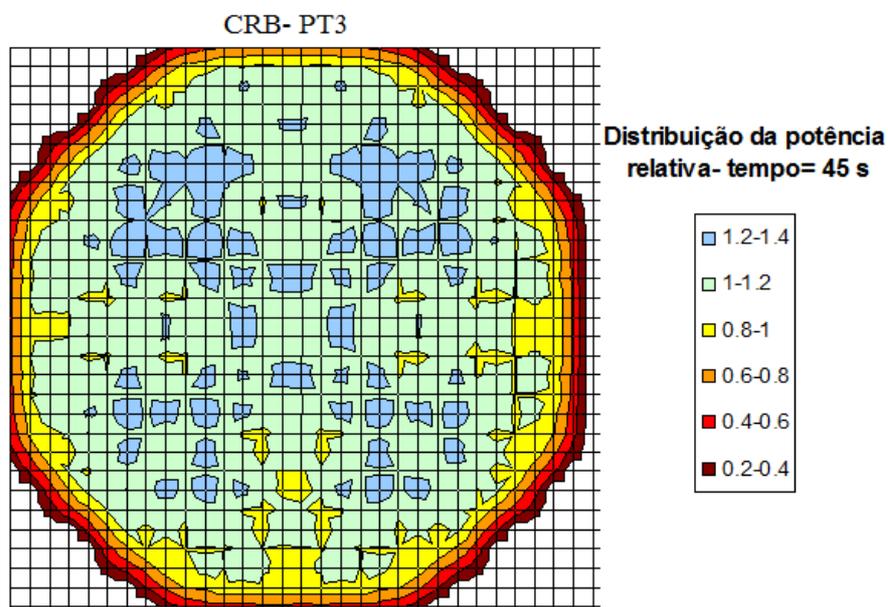


Figura 5.52. Distribuição planar de potência 2D no tempo 45 s.

5.2.2.4. Caso 4 – Retirada de todos os conjuntos de barras de controle em três etapas

Neste caso foram retirados todos os conjuntos de barras de controle em etapas. Foram retiradas em três passos, cada retirada foi executada em 10 segundos e com

intervalos de 50 segundos entre o início e o fim de cada retirada, como pode ser visto na Tabela 5.5.

O primeiro movimento é exatamente o caso 3, onde todos os sete bancos com exceção dos bancos 1 e 2 foram retirados do núcleo do reator com a mesma velocidade, ou seja, percorrendo oito posições em 10 segundos. Passados 40 segundos após o fim deste evento, inicia-se o segundo movimento, no qual se movimentam os conjuntos 2, 4 e 5, retirando-os totalmente do núcleo do reator com velocidades diferentes. Enfim, o terceiro movimento retira os conjuntos que ainda permaneciam parcialmente inseridos no núcleo do reator. Em 10 segundos os bancos 6 e 7 são totalmente retirados do núcleo.

Esta seqüência de retirada em relação aos nós axiais que pertencem à metade inferior do núcleo do reator está demonstrada no gráfico da Figura 4.53.

Tabela 5.5. Seqüência de remoção das barras de controle para o caso 4, com destaque para as três etapas de movimento.

Movimento		primeiro		segundo		Terceiro		
Tempo (s)	0	5	15	55	65	105	115	205
Conjunto	Posição	Posição	Posição	Posição	Posição	Posição	Posição	Posição
1	48	48	48	48	48	48	48	48
2	42	42	42	42	48	48	48	48
3	40	40	48	48	48	48	48	48
4	36	36	44	44	48	48	48	48
5	32	32	40	40	48	48	48	48
6	30	30	38	38	46	46	48	48
7	24	24	32	32	40	40	48	48

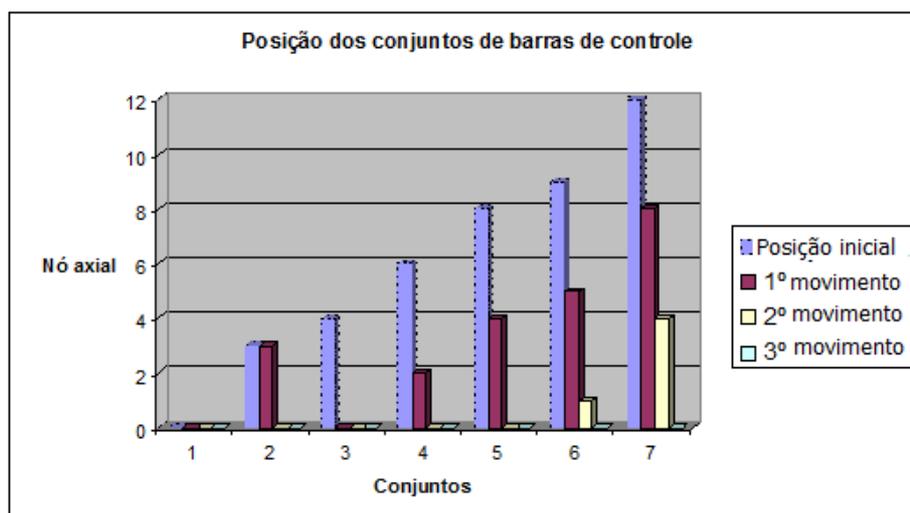


Figura 5.53. Gráfico que mostra as posições das barras de controle em relação aos nós axiais para os três movimentos.

A Figura 5.54 mostra a configuração final dos conjuntos de barras de controle para os três movimentos de retiradas.

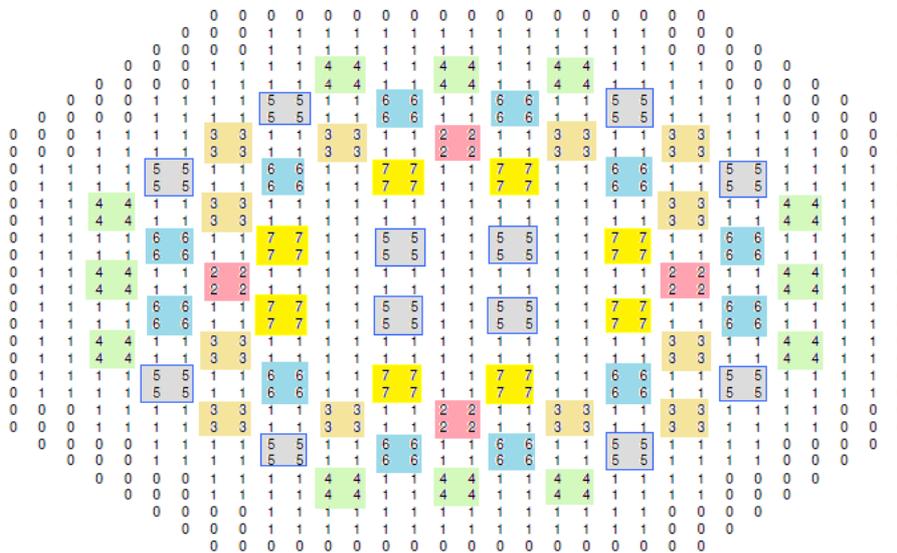


Figura 5.54. Distribuição dos conjuntos de barras de controle movimentados para o caso 4.

A Figura 5.55 mostra a evolução da potência para este evento. Como já foi observado anteriormente, o reator alcança a estabilidade após o primeiro movimento de retirada das barras de controle, que na verdade é o caso 3. Durante a retirada das barras de controle no segundo movimento é possível ver pequenas oscilações, mas no fim desta etapa iniciam-se grandes oscilações, tendo um pico alcançando 220 % de potência. Após o início do terceiro movimento são observados picos próximos a 90 %, a potência oscila e o reator não alcança a estabilidade.

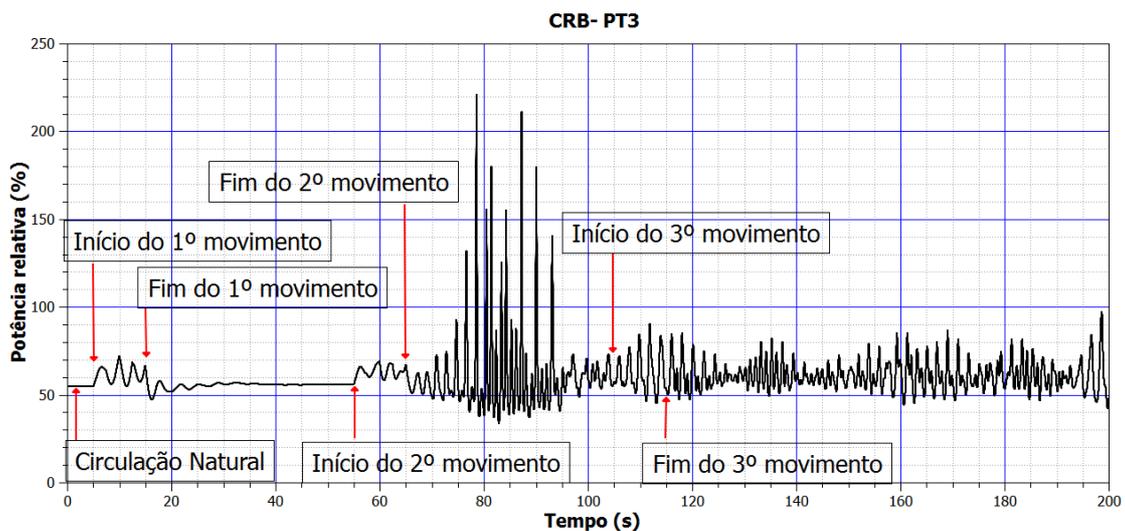


Figura 5.55. Evolução da potência com destaque para os inícios e fins de cada movimento.

A Figura 5.56 mostra a evolução da reatividade; como pode ser visto, existem relativamente grandes oscilações de reatividade.

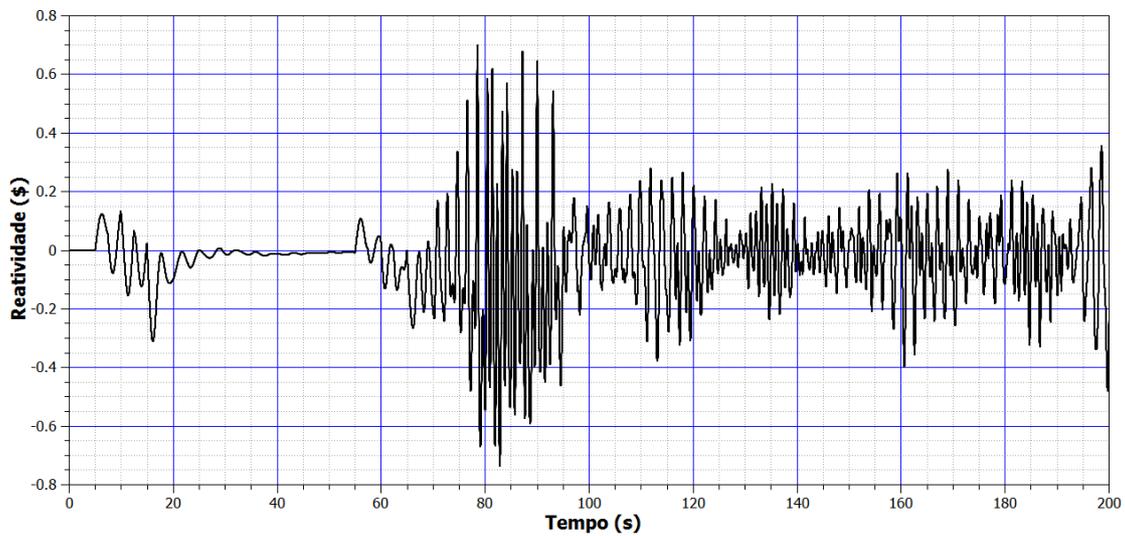


Figura 5.56. Evolução da reatividade para o caso 4.

A Figura 5.57 mostra o gráfico da potência relativa em relação aos nós axiais. A curva do caso 4 foi no tempo de 170 segundos. Como era esperado, o perfil de potência foi deslocado apresentando aumento na metade inferior do núcleo do reator. Esse fato é explicado pela retirada total dos conjuntos de barras de controle.

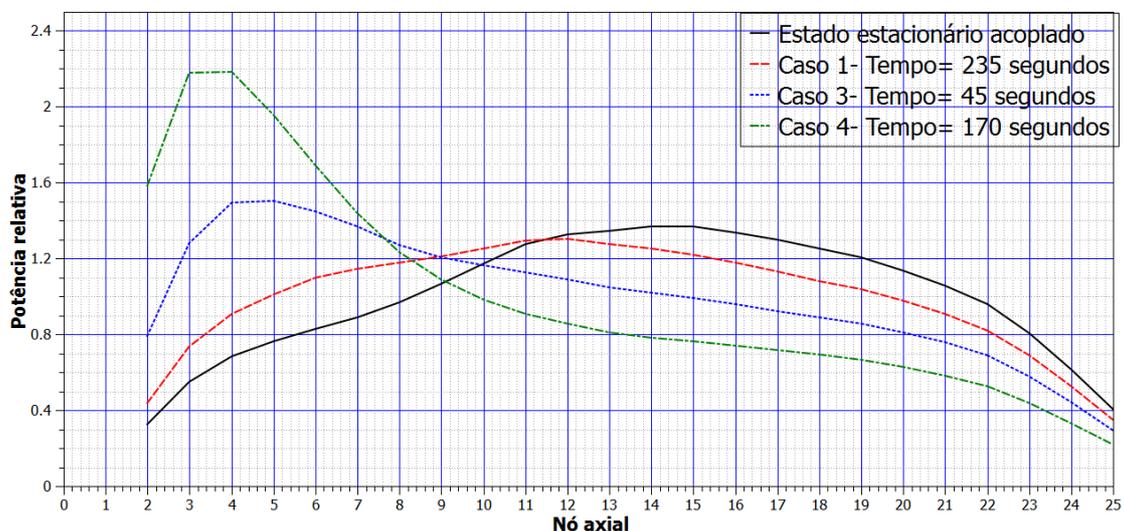


Figura 5.57. Evolução da potência relativa em relação aos nós axiais, para as curvas do estado estacionário e casos 1, 3 e 4.

A Figura 5.58 mostra a distribuição planar de potência 2D no tempo de 170 segundos. Existem poucas diferenças entre as distribuições de potência dos casos já mostrados anteriormente. Em uma pequena região central e nos hemisférios norte e sul

existem potências um pouco maiores, que não são alcançadas nas distribuições planares de potência dos casos anteriores. Essa discreta elevação de potência é previsível, pois todos os bancos de barras de controle não estão mais inseridos no núcleo do reator no tempo demonstrado.

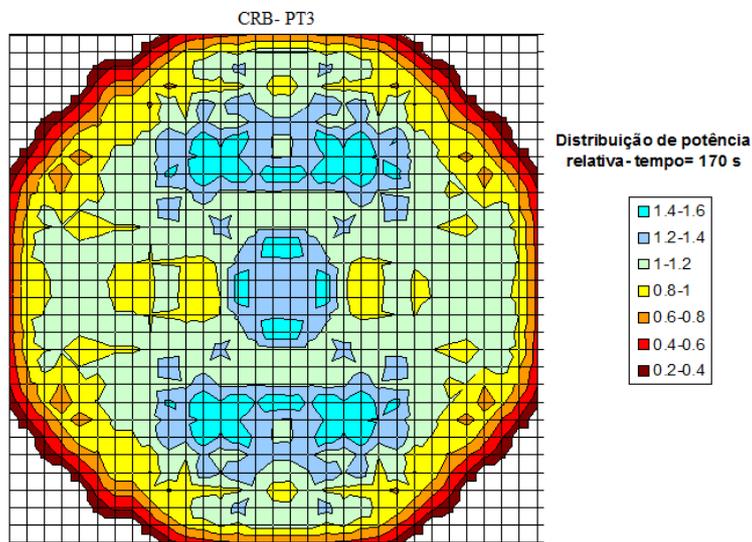


Figura 5.58. Distribuição planar de potência 2D no tempo 170 s.

5.2.2.5. Caso 5 – Retirada de todos os conjuntos de barras de controle continuamente

Nesta última simulação, os seis conjuntos de barras de controle foram retirados lentamente e sem etapas. Naturalmente eles foram retirados do núcleo do reator em velocidades diferentes. Conforme mostra a Tabela 5.6, os seis conjuntos foram retirados em 200 segundos.

Tabela 5.6. Seqüência de remoção dos conjuntos de barras de controle.

Tempo (s)	0	5	205	300
Conjunto	Posição	Posição	Posição	Posição
1	48	48	48	48
2	42	42	48	48
3	40	40	48	48
4	36	36	48	48
5	32	32	48	48
6	30	30	48	48
7	24	24	48	48

A Figura 5.59 mostra o gráfico da potência relativa em função do tempo. É possível verificar que a retirada das barras de controle causou grandes oscilações de potência por volta de 150 segundos. Até esse tempo o reator se mostrou estável.

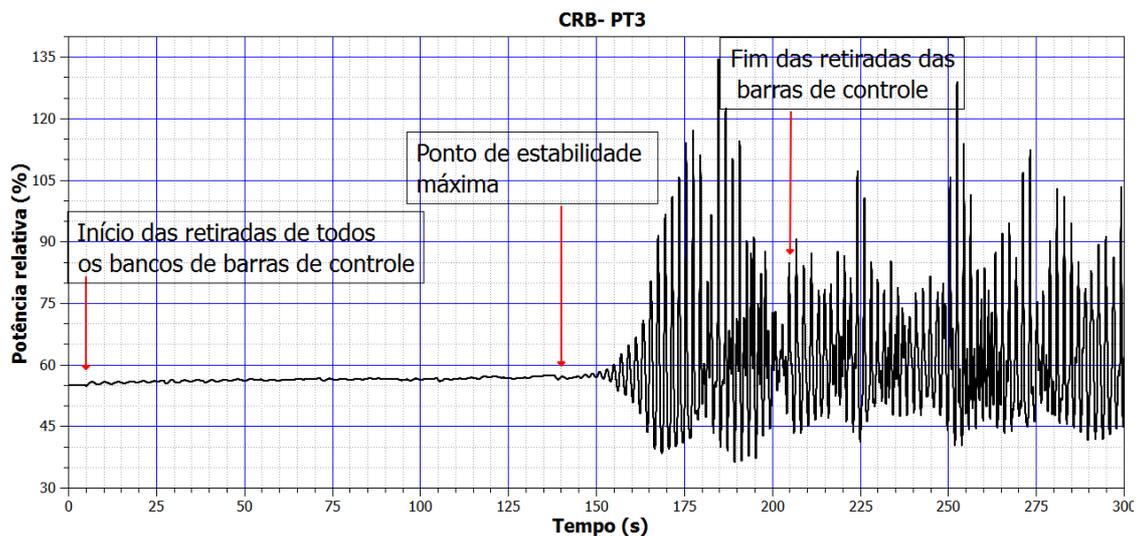


Figura 5.59. Evolução da potência para a retirada de todos os conjuntos de barras de controle continuamente.

A Figura 5.60 compara as curvas da evolução da potência para os casos 4 e 5. Neste gráfico, verificamos que os picos de potência para o caso 4 foram bem maiores que o caso 5. No caso 5, devido ao fato de as barras terem sido retiradas lentamente, o reator conseguiu manter a estabilidade durante muito tempo. No caso 5, as grandes oscilações de potência iniciaram faltando apenas 50 segundos para as barras serem retiradas totalmente do núcleo do reator.

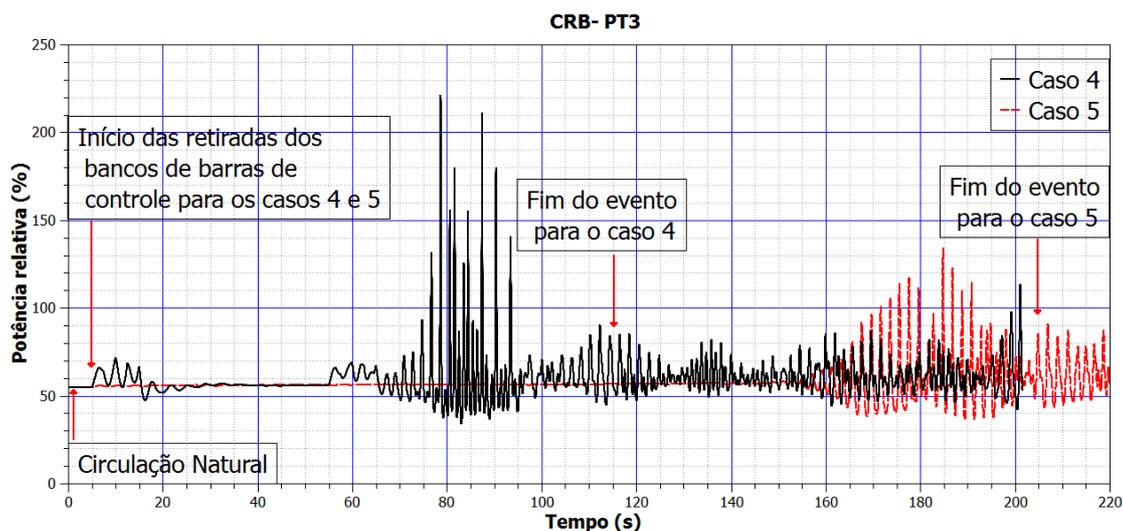


Figura 5.60. Comparação entre as curvas da evolução da potência para os casos 4 e 5.

A Figura 5.61 mostra a evolução da reatividade. Como ocorreu no gráfico da evolução da potência as grandes oscilações iniciaram por volta de 150 segundos.

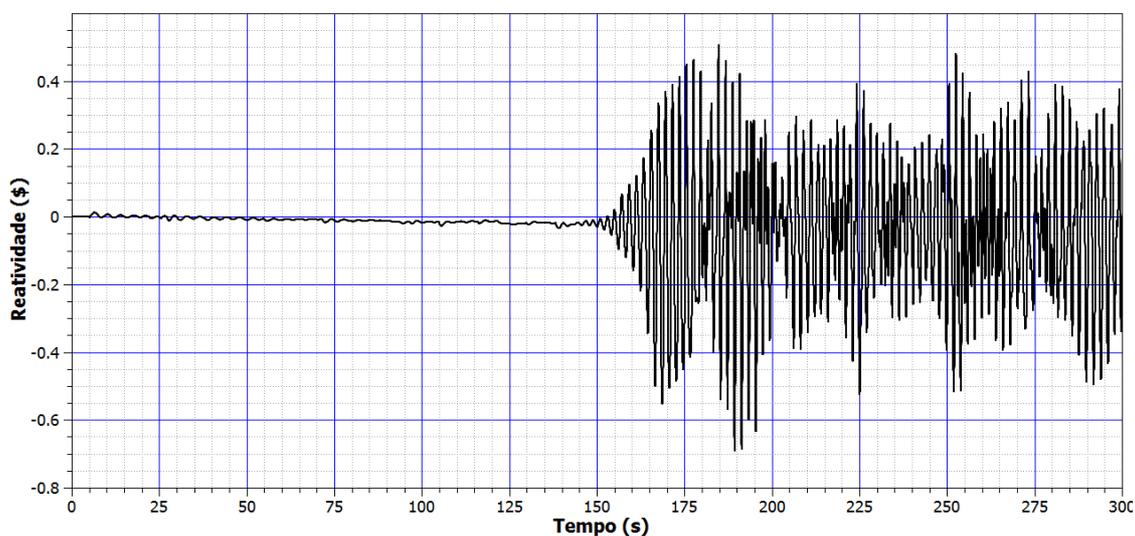


Figura 5.61. Evolução da reatividade para o caso 5.

A Tabela 5.7 mostra a configuração dos conjuntos de barras de controle (saída do código neutrônico PARCS no tempo de 140,006 segundos). O arquivo de saída do PARCS fornece as configurações dos conjuntos de barras de controle para cada passo de tempo (*time step*). Por volta de 140,006 segundos o reator ainda está estável. Portanto esta configuração seria a máxima permitida para manter o reator controlado.

Tabela 5.7. Posição dos bancos de barras de controle para o tempo de 140 segundos.

Conjunto de Barras	Posição	Porcentagem retirada (%)
1	48	100
2	46,050	95,93
3	45,400	94,58
4	44,100	91,87
5	42,800	89,16
6	42,151	87,81
7	40,201	83,75

A Figura 5.62 mostra a posição dos conjuntos de barras de controle para a posição do estado estacionário e para a posição no tempo de 140,006 s do caso 5. No tempo de 140 s, todas as barras estão abaixo do nó axial 4, ou seja, menos de 17 % inseridas no núcleo do reator.

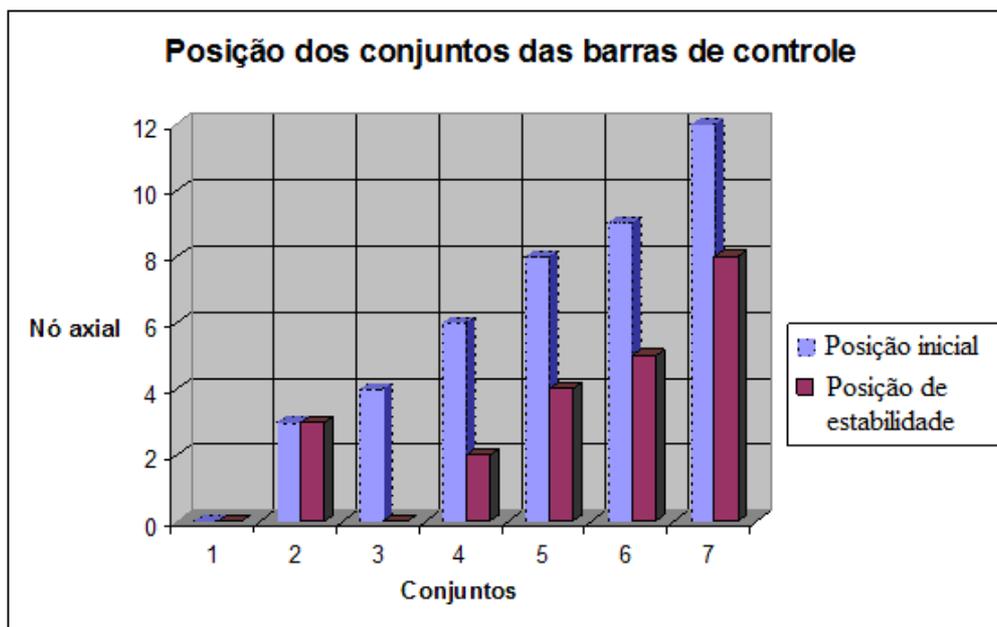


Figura 5.62. Gráfico que mostra as posições dos conjuntos de barras de controle em relação aos nós axiais para a configuração do estado estacionário, tempo de 140 s.

A Figura 5.63 mostra a distribuição de potência média em uma configuração 2D em dois momentos diferentes. É possível observar que as oscilações de potência estão fora de fase (SOARES *et al.*, 2009). Em um instante de tempo durante o transitório, enquanto uma metade do reator apresenta níveis baixos de potência, na outra metade o oposto ocorre. Este evento provoca diminuição da estabilidade do reator com sérias implicações de segurança, além de grandes amplitudes de potência podem ter uma influência indesejável na integridade do combustível (COSTA *et al.*, 2008b).

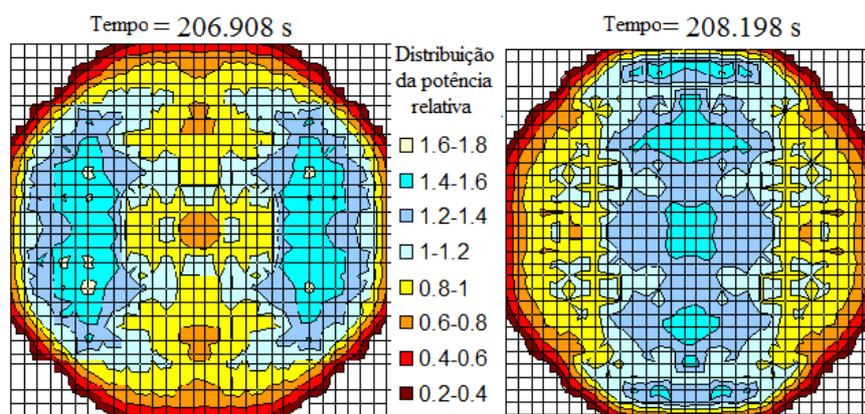


Figura 5.63. Representação 2D da distribuição da potência relativa no intervalo de tempo de 1,29 segundos.

Dois canais termo-hidráulicos, 11 e 22, foram usados como referência para demonstrar o fenômeno fora de fase durante o transitório. Na nodalização TH, os canais 11 e 22 são localizados em duas partes diferentes do núcleo em relação ao centro. A Figura 5.64 apresenta a vazão nos canais 11 e 22 à meia altura (nível axial 12). Observando a evolução da vazão com mais detalhes (Figura 5.65), é possível verificar o comportamento fora de fase, enquanto a vazão alcança valor máximo em um canal, no outro, é apresentado valor mínimo.

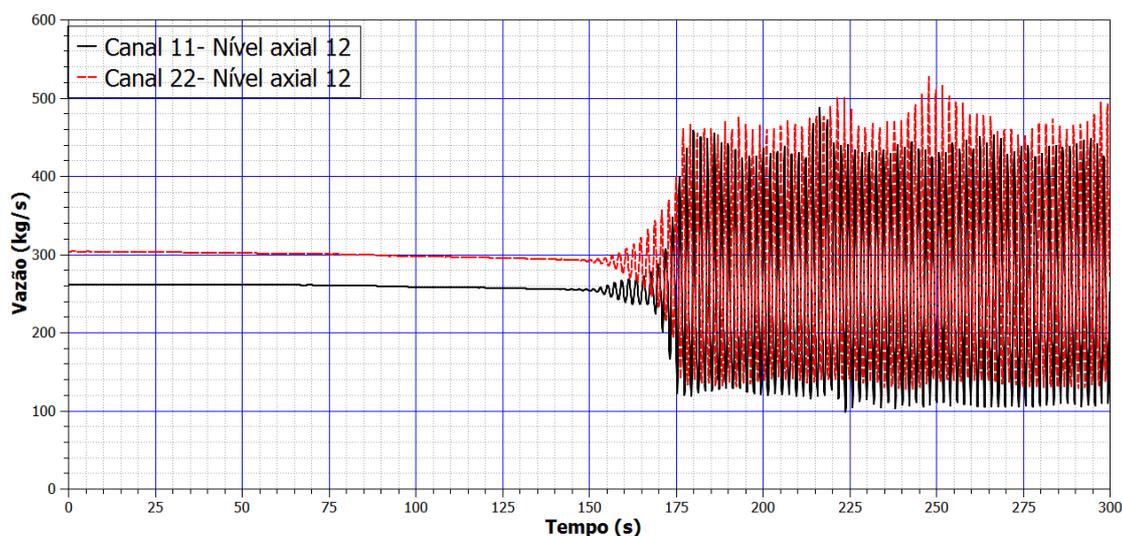


Figura 5.64. Evolução da vazão nos níveis axiais 12 dos canais TH 11 e 22.

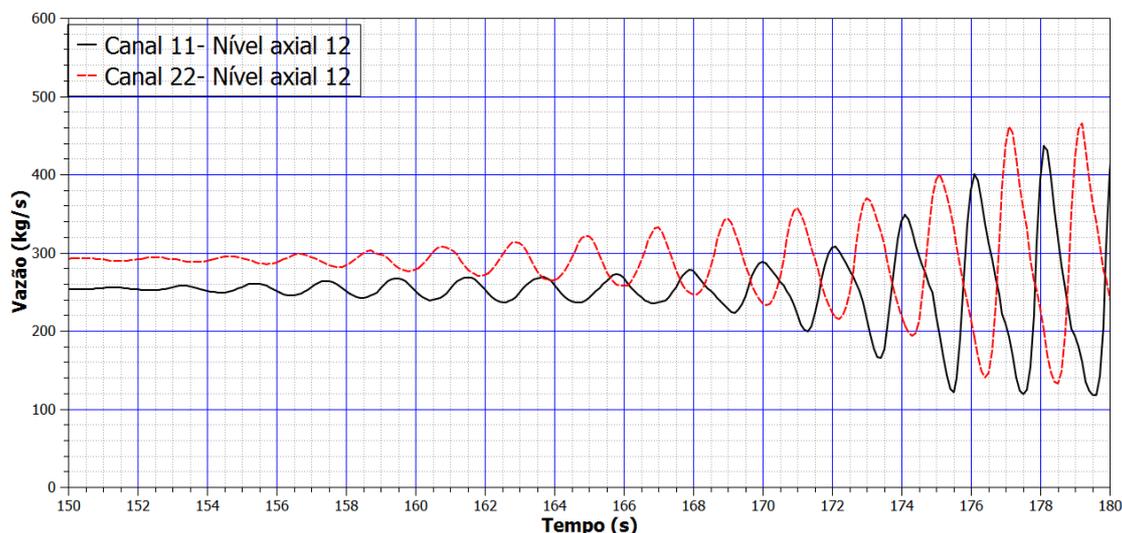


Figura 5.65. Evolução da vazão no nível axial 12 dos canais TH 11 e 22 no intervalo de tempo de 150 a 180 segundos.

As Figuras 5.66 e 5.67 representam a fração de vazio no nível axial 12 dos canais TH 11 e 22 para todo o transitório e para o intervalo de tempo de 150 a 180

segundos, respectivamente. Nestas figuras, é possível verificar o comportamento fora de fase do reator durante o transitório, pois parte do núcleo do reator está com vazios maiores do que o outro lado.

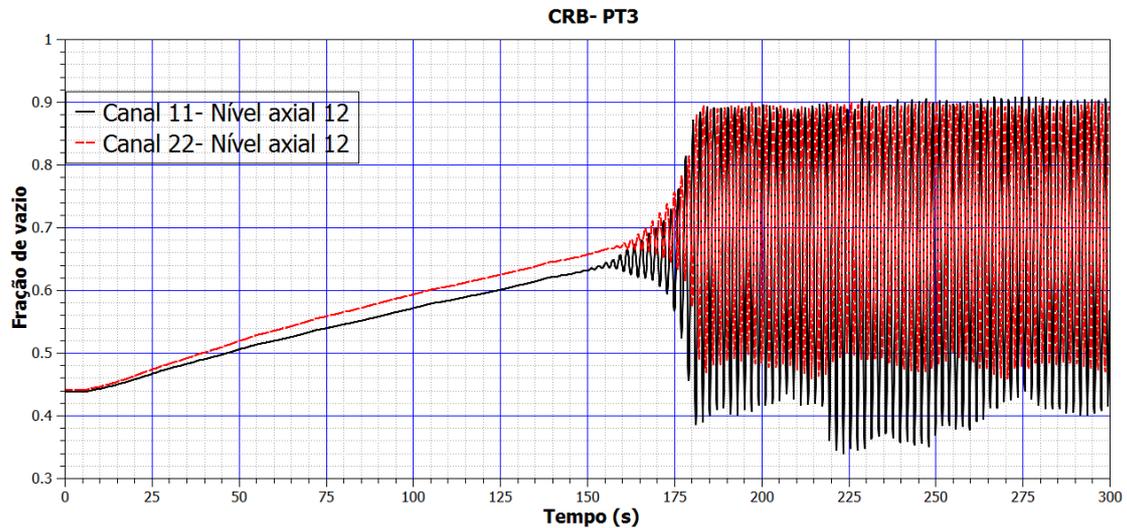


Figura 5.66. Evolução da fração de vazio de todo transitório nos níveis axiais 12 dos canais TH 11 e 22.

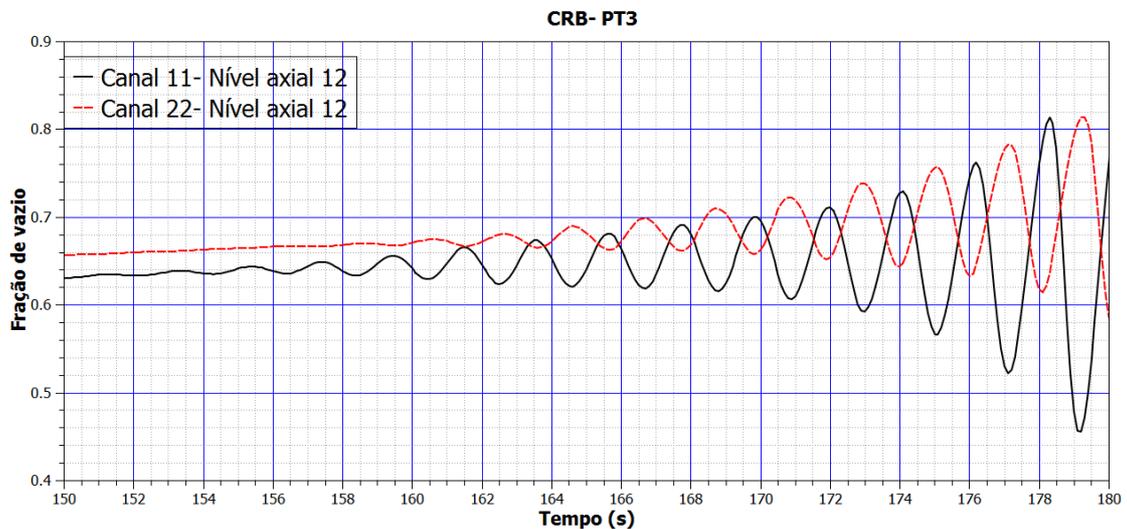


Figura 5.67. Evolução da fração de vazio no intervalo de tempo de 150 a 180 segundos no nível axial 12 dos canais TH 11 e 22.

A distribuição de potência axial é drasticamente afetada pela retirada das barras de controle como é mostrado na Figura 5.68. A Figura mostra a variação do perfil de potência axial considerando 9 intervalos de tempo de 25 segundos cada. A distribuição começa do estado estacionário correspondendo ao tempo de 5 segundos. Depois da

retirada das barras, a densidade do refrigerante é muito maior na parte inferior do núcleo, assim é obtido um perfil de pico de potência no fundo na parte baixa do núcleo.

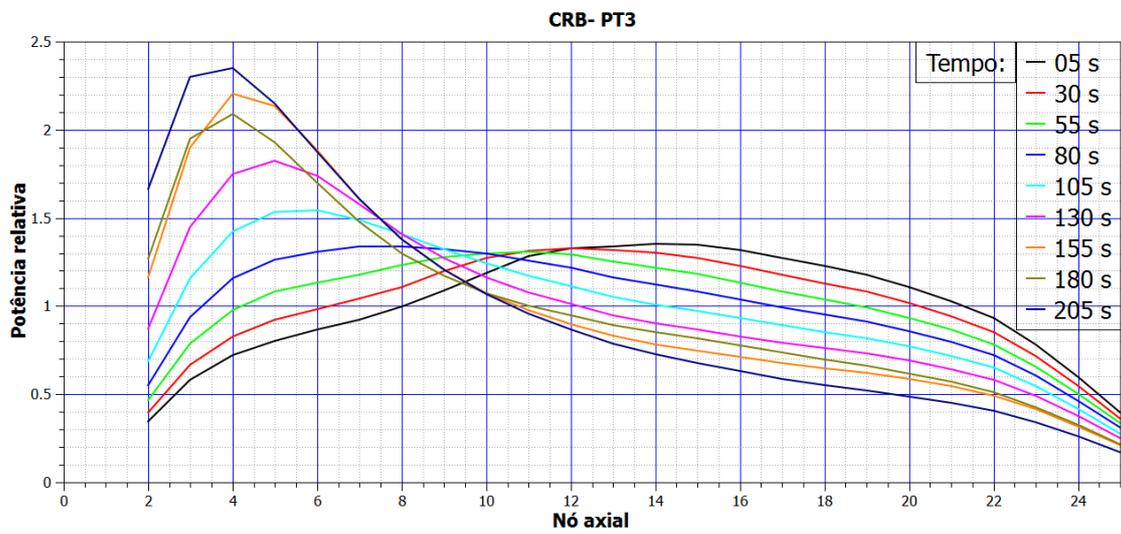


Figura 5.68. Mudanças no perfil da potência axial no tempo enquanto os conjuntos de barras de controle são removidos.

CAPÍTULO 6 – CONCLUSÕES

Neste trabalho, a metodologia de acoplamento RELAP5/PARCS foi utilizada e explorada para a simulação de transitórios de potência em um BWR. O presente trabalho é também uma contribuição ao estudo dos fenômenos que envolvem o processo de circulação natural em um reator do tipo BWR. Simulações foram realizadas para investigar o comportamento teórico dos parâmetros TH e da potência do reator mediante situações de diminuição da vazão de refrigerante no núcleo.

A utilização de códigos acoplados é justificada neste estudo devido ao processo de perturbação na vazão do sistema que tem efeito direto na realimentação de reatividade durante os transitórios. Dessa maneira, o sistema de códigos acoplados é capaz de prever, de forma mais real e simultaneamente, o comportamento da potência e dos parâmetros TH do reator.

O reator BWR utilizado como referência neste estudo foi o Peach Bottom-2, o qual foi modelado para o sistema de códigos adotado e a validação foi feita para a série de testes experimentais de *turbine trip* (BOUSBIA-SALAH, 2004) e de estabilidade *Low-Flow Stability Tests* (LFST) (COSTA, 2007). A nodalização termo-hidráulica e neutrônica desse reator para o RELAP5 foi desenvolvida pela Universidade de Pisa e foi baseada no documento de *benchmark* para o teste *turbine trip* (SOLIS *et al.*, 2001) e no documento técnico que descreve os testes (CARMICHAEL e NIEMI, 1978).

Partindo dos pontos de operação PT3 e TT2, foram estudados casos de diminuição da vazão das bombas de recirculação (*pump trip*). Esses pontos foram escolhidos para as análises, pois representam operação em um ponto sujeito a instabilidades (PT3) e um ponto de operação em condições de alta potência e alta vazão (TT2). Não existem dados experimentais de eventos de *pump trip* para o Peach Bottom-2, portanto os casos considerados para análise são somente simulações numéricas.

O acoplamento dos códigos para o estado estacionário mostrou boa concordância em relação aos dados experimentais disponíveis. Na verdade, tal etapa foi somente um exercício para familiarização com o sistema de códigos acoplados, pois esses cálculos foram validados anteriormente, tanto para o ponto PT3 (COSTA, 2007) quanto para o ponto TT2 (BOUSBIA-SALAH, 2004). Os resultados do cálculo acoplado do perfil de potência axial média foram comparados com os dados experimentais e mostraram boa concordância para os dois pontos de operação estudados.

Os testes de transitórios realizados neste trabalho foram investigados para estimar o grau de estabilidade em cada condição de operação do reator para dois transitórios típicos: Parada Súbita das Bombas de Recirculação (*Recirculation Pump Trip- RPT*) e Movimento das Barras de Controle (*Control Rods Banks – CRB*).

A parada das bombas de recirculação foi realizada nos dois pontos de operação estudados, mas foi obtida de forma diferente.

No ponto de operação PT3 foram estudados dois casos. O primeiro caso partiu de uma condição de operação estacionária, a seguir ambas as bombas foram desligadas durante 1 segundo retornando em seguida à velocidade inicial. Este evento causou uma drástica diminuição na vazão no núcleo, fazendo com que ocorra inserção de reatividade negativa no mesmo. O núcleo tornou-se instável apresentando oscilações de potência que tiveram sua amplitude diminuída ao longo do tempo de operação alcançando novamente o regime estacionário após 55 segundos.

O segundo caso estudado para este ponto foi partindo de uma condição de operação estacionária, ambas as bombas permaneceram desligadas até o final do cálculo, caracterizando modo de circulação natural. Este evento causou oscilações de potência, mas cerca de 40 segundos após o início do evento o reator estabilizou em um nível de potência aproximadamente 4% menor que no estado estacionário e a vazão do núcleo estabilizou em um valor aproximadamente 14 % menor que no estado estacionário. Com esta nova configuração de potência/vazão, o ponto de estado estacionário se deslocou para uma região de operação não permitida. Mesmo operando nesta região o reator se mostrou estável.

Foram realizados três testes de paradas de bombas de recirculação para o ponto de operação TT2.

O primeiro caso estudado foi a parada súbita das bombas de recirculação, em que as mesmas ficaram desligadas até o final do cálculo, caracterizando circulação natural. O desligamento das bombas de recirculação causa uma diminuição drástica na vazão pelo núcleo, causando inserção de reatividade negativa a qual faz com que a potência seja reduzida e, conseqüentemente, o vapor gerado. O sistema tendeu a se tornar estável, mas por volta do tempo de 125 segundos, ocorreram oscilações de potência que fizeram com que o reator se tornasse neutramente estável, ou seja, oscilando na mesma amplitude. A queda de potência foi de quase 20% em relação ao estado estacionário e a queda de vazão foi de quase 50%. Com essa nova configuração o ponto de operação foi deslocado para o limite entre a região de operação permitida e

proibida de um BWR típico. A nova condição do ponto de operação foi 42% de potência e 37,5% de vazão.

O segundo caso teve como objetivo encontrar o ponto de operação no qual o reator se apresenta completamente estável o mais próximo possível do modo de circulação natural. Para isso, a velocidade das bombas de recirculação foi gradualmente diminuída durante 400 segundos e permaneceu mais 150 segundos com as bombas de recirculação funcionando a 20% da velocidade antes do evento. Foi observado um pico de potência por volta de 300 segundos e depois o reator permaneceu com pequenas oscilações, mesmo com as bombas trabalhando a 20% de velocidade. Devido às fortes oscilações que ocorreram no tempo de 290 segundos desta simulação, foi possível verificar a velocidade das bombas de recirculação antes destas oscilações, que correspondem a 50% da velocidade máxima das bombas de recirculação.

O terceiro caso simulado foi reduzir bruscamente a velocidade das bombas de recirculação e mantê-las funcionando em 50%. Com esta simulação o reator mostrou-se estável assumindo um novo valor de potência cerca de 48% da potência total, e a vazão no núcleo estabilizou-se em cerca de 50% da vazão total. Com esta nova configuração o ponto de operação foi deslocado para uma região de baixa vazão e baixa potência, mas em uma região permitida para o reator trabalhar.

Outro transitório estudado neste trabalho foi o movimento das barras de controle (CRB). Este evento provoca inserção de reatividade positiva no núcleo do reator, podendo levá-lo a uma condição perigosa de instabilidade. O evento da retirada dos conjuntos de barras de controle do núcleo causa oscilações em fase e fora de fase. Oscilações fora de fase têm implicações na segurança do reator. Portanto, esse tipo de instabilidade pode levar o reator ao desligamento caso a amplitude destas oscilações não sejam controladas.

Para este transitório foram estudados cinco casos a partir do ponto de operação PT3 em modo de circulação natural.

O primeiro caso estudado foi a retirada de dois conjuntos de barras de controle durante 20 segundos. Este evento causou oscilações durante a retirada e também após o fim deste evento, mas cerca de 70 segundos após o início das retiradas dos dois conjuntos de barras de controle o reator alcançou a estabilidade e sua potência foi aumentada em apenas 1%.

O segundo caso foi a retirada de 5 conjuntos de barras de controle em 20 segundos de cálculo. Durante este evento ocorreu um pico de potência cerca de 6% do

valor do estado estacionário e cerca de 40 segundos apenas após o início deste evento o reator alcançou a estabilidade e sua potência subiu como no caso anterior em 1% apenas. Devido a este evento o perfil de potência média axial foi modificado em relação a seu valor de estado estacionário acoplado. A retirada de 5 conjuntos de barras de controle fez com que a potência relativa da metade superior do núcleo diminuísse e conseqüentemente a potência relativa da metade inferior aumentasse.

A única diferença do terceiro caso em relação ao segundo foi o tempo de retirada do conjunto de barras de controle, que foram retiradas em 10 segundos. Nesta simulação, como era de esperar, ocorreu uma forte inserção de reatividade positiva no núcleo, fazendo com que picos de potência de quase 73% ocorressem, mas o reator alcançou a estabilidade no caso 3 por volta de 40 segundos após o início do evento.

O caso 4 foi a retirada de todos os conjuntos de barras de controle em três etapas, cada retirada foi executada em 10 segundos e com intervalos de 50 segundos entre o início e o fim de cada retirada. O reator alcançou a estabilidade após o primeiro movimento de retirada das barras de controle, que na verdade foi o caso 3. Durante a retirada das barras de controle no segundo movimento ocorreram pequenas oscilações, mas no fim desta etapa iniciam-se grandes oscilações, tendo um pico alcançado 220 % de potência. Em se tratando de um caso real o reator seria desligado automaticamente com picos de potência desta magnitude. Após o início do terceiro movimento foram observados picos próximos a 90 %, a potência oscilou e o reator não alcançou a estabilidade, como era de se esperar. O perfil de potência axial média foi deslocado apresentando aumento substancial na metade inferior do núcleo do reator e uma redução da metade superior. Esse fato é explicado pela retirada total dos conjuntos de barras de controle.

A 5ª e última retirada dos conjuntos de barras de controle foi realizada retirando todos os conjuntos de barras de controle durante 200 segundos, naturalmente foram retirados com velocidades diferentes. Este evento teve a duração de 300 segundos, e até o tempo de 150 segundos o reator se encontra estável, com um pequeno aumento de potência. No tempo aproximado de 185 segundos ocorreu o maior pico de potência, alcançando 135 %, naturalmente com esse valor o reator seria desligado em um caso real. As oscilações de potência continuaram fortes após o evento. Com certa margem de segurança, verificou-se que no tempo de 140 segundos o reator ainda se encontrava estável e assim foi possível verificar através do código PARCS a configuração dos conjuntos de barras de controle para aquele instante, obtendo a configuração máxima

permitida antes de iniciar as oscilações. As figuras da distribuição de potência planar 2D no intervalo de tempo de 1,29 segundos entre elas, mostraram oscilações fora de fase, que foram confirmadas pela vazão e a fração de vazio nos canais TH 11 e 22. Nesses canais, as oscilações mostram descompasso característico de oscilações fora de fase, que são perigosas para o reator.

A principal conclusão deste trabalho é que, teoricamente, é possível o reator analisado operar sob situações de circulação natural, porém o mesmo é suscetível a sofrer oscilações de potência mediante uma mínima perturbação no sistema.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AGUIRREA, C.; CARUGE, D.; CASTRILLO, G.; DOMINICUS, G.; GEUTJES, A. J.; SALDO, V.; VAN DER HAGEN, T. H. J. J.; HENNIG, D.; HUGGENBERGER, M.; KETELLAR, K.C J.; MANERA, A.; MUNOZ-COBO, J. L.; PRASSER, H. M.; ROHDE, U.; ROYER, E.; YADIGAROGLU, G. **Natural Circulation and Stability Performance of BWRs (NACUSP)**. *Nuclear Engineering and Design*, Netherlands, Vol. 235, p. 401-409, 2005.

AMBROSINI, W.; D'AURIA, F.; GIGLIOLI, A. **Coupled Thermal-Hydraulic and Neutronic Instabilities in the LaSalle-2 BWR Plant**. Proceedings of the XIII Congresso Nazionale sulla Trasmissione del Calore, Italy, 1995.

BARTEN, W.; CODDINGTON, P.; FERROUKHI, H. **RETRAN-3D Analysis of the Base Case and the Four Extreme Cases of the OECD/NRC Peach Bottom 2 Turbine Trip Benchmark**. *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 33, n. 9, p. 99-118, 2006.

BEGUELIN, A.; DONGARRA, J.; JIANG, W. **PVM: Parallel Virtual Machine - A Users' Guide and Tutorial for Networked Parallel Computing**. *MIT Press*, 1994.

BIATY, P. A. P.; SABUNDJIAN, G. **Pré-processador para o Código RELAP5, Programa de Análise de Acidentes Termo-Hidráulicos de Reatores Nucleares, Utilizando a Ferramenta Microsoft MS-EXCEL**. *INAC*, 2005.

BLAZQUEZ, J.; RUIZ, J. **The Laguna Verde BWR/5 Instability Event. Some Lessons Learnt**. *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 43, 2003.

BOUSBIA-SALAH, A.; VEDOVI, F.; D'AURIA, F.; IVANOV, K.; GALASSI, G. **Analysis of the Peach Bottom Turbine Trip 2 Experiment by Coupled RELAP5/PARCS Three-Dimensional Codes**, *Nuclear Science and Engineering*, vol. 148, . 2, p. 227-353, 2004.

BOUSBIA-SALAH, A. **Overview of Coupled System Thermal-Hydraulic 3D Neutron Kinetic Code Applications**, Ph.D. thesis, Dipartimento di Ingegneria Meccanica, Nucleare e della Produzione, University of Pisa, Italy, 2004.

CARMICHAEL, L. A.; NIEMI, R. O. **Transient and stability tests at Peach Bottom Atomic Power Station Unit 2 at end of cycle 2**. EPRI Report NP-564, 1978.

CARVALHO JR, O. M. **Coupled 3D Neutron-Kinetic and Thermal-Hydraulic Codes Applied to Control Rod Ejection Accident in Pressurized Water Reactors**, Master thesis, University of Pisa, Italy, 2005.

COSTA, A. L.; PETRUZZI, A.; D'AURIA, F. **RELAP5-3D Analysis of Pressure Perturbation at the Peach Bottom BWR During Low-Flow Stability Tests**, *Proceedings of 14th International Conference on Nuclear Engineering*, Miami, USA, 2006.

COSTA, A. L. **BWR Instability Analysis by Coupled 3D Neutron-Kinetic and Thermal-Hydraulic Codes**. Ph.D. thesis, Dipartimento di Ingegneria Meccanica, Nucleare e della Produzione, University of Pisa, Italy, 2007.

COSTA, A. L. **Tópicos Especiais: Introdução ao Código de Análise Termo-Hidráulica RELAP5**. Apostila da disciplina ENU-868 - Tópicos especiais em engenharia nuclear, Curso de Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Departamento de Engenharia Nuclear, UFMG, 2008.

COSTA, A. L.; PEREIRA, C.; AMBROSINI, W.; D'AURIA, F. **Simulation of an hypothetical out-of-phase instability case in boiling water reactor by RELAP5/PARCS coupled codes**. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 35, 2008a.

COSTA, A. L.; AMBROSINI, W.; PETRUZZI, A.; D'AURIA, F.; PEREIRA, C. **Analyses of pressure perturbation events in boiling water reactor**. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 35, p. 1199-1215, 2008b.

CUNHA, J. J. **Projeto em escala reduzida do núcleo de um reator PWR em regime de circulação natural otimizado por enxame de partículas.** Tese (Doutorado). Universidade Federal do Rio de Janeiro, Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, Rio de Janeiro, 2009.

D'AURIA F. **Use of RELAP5 Code to Evaluate the BOP Influence Following Instability Events in BWR,** *Proceedings of the ASME-JSME 4th International Conference on Nuclear Engineering*, 1996.

DORNING, J. **Models and stability analysis of boiling water reactors,** Tech. Rep. FG07-98ID13650, University of Virginia, Charlottesville, Va, USA, 2002.

DOWNAR, T.; SEKER, X. V. **PARCS v2.7 U.S. NRC Core Neutronics Simulator User Manual,** School of Nuclear Engineering Purdue University, 2006.

DUDERSTADT, J. J.; HAMILTON, L. J. **Nuclear Reactor Analysis,** ed. John Wiley & Sons, Inc., USA, 1976.

FRIEND, M. T.; WRIGHT, R. F.; HUNDAL, R.; HOCHREITER, L. E.; OGRINS, M. **Simulated AP600 Response to Small-Break Loss-of-Coolant-Accident and Non-Loss-of-Coolant-Accident Events: Analysis of SPES-2 Integral Test Results,** *Nuclear Technology*, vol. 122, pp. 19-42, 1998.

FURUYA, M. **Experimental and Analytical Modeling of Natural Circulation and Forced Circulation BWRs,** Ph.D. thesis, Technische Universiteit Delft, Netherlands, Mekelweg, 2006.

GENERAL ELECTRIC COMPANY; **Natural Circulation in ESBWR;** Disponível em: <http://www.gepower.com/prod_serv/products/nuclear_energy/en/downloads/natural_circulation_esbwr.pdf> Acesso em: 19 dez. 2009.

HÄNGGI, P. **Investigating BWR Stability with a New Frequency-Domain Method and Detailed 3D Neutronics,** Ph.D. thesis, S. F. Institute of Technology Zurich, Switzerland, 2001.

IAEA, **Natural circulation in water cooled nuclear power plants**, TECDOC-1474, 2005.

IEA, **World Energy Outlook 2007**, Executive Summary, China and India Insights. (2007). Disponível em: <<http://www.worldenergyoutlook.org/2007.asp>> Acesso em: 26 jan. 2009.

INCROPERA, F. P., DE WITT, D.P, **Fundamentals of Heat and Mass Transfer**. 5 ed, New York, John Wiley & Sons, 2002.

JOO, H. G.; BARBER, D. A.; JIANG, G.; DOWNAR, T. J. **PARCS: a Multi-Dimensional Two-Group Reactor Kinetics Code Based on the Non-linear Analytic Nodal Method**, PU/NE-98-26, Purdue University, 1998.

KRUNERS, M. **Analysis of Instability Event in Oskarshamn-3 with Simulate-3K**, SKI Report, 98:42, ISSN 1104-1374, 1998.

LAHEY, Jr.; MOODY, F. J. **The Thermal Hydraulics of a Boiling Water Reactor**, American Nuclear Society, cap. 1, 1977.

LAMARSH, J. R.; BARATTA, A. J. **Introduction to Nuclear Engineering** (3rd Edition) ed. Hardcover, 1966.

LEE, D.; DOWNAR, T. J.; ULSES, A.; AKDENIZ, B. IVANOV, K.; **Analysis of the OECD Peach Bottom Turbine Trip 2 Transient Benchmark with the Coupled Neutronic and Thermal-Hydraulics Code TRAC-M/PARCS**, PHYSOR 2002, Seoul-Korea, 2002.

MAQUA, M.; KOTTHOFF, K.; POINTNER, W. **Neutron Flux Oscillations at German BWRs**, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, *Annual Report*, 2002/2003.

MOCHIZUKI, H. **Experimental and analytical studies of flow instabilities in pressure tube type heavy water reactors**, *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 29, n. 1, p. 50–67, 1992.

NAYAK, A. K.; VIJAYAN, P. K. **Flow instabilities in Boiling Two-Phase Natural Circulation Systems: A Review**. *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2008, 2008.

NELSON, L. **Boiling Water Reactor Basis**, GE, Global Research Center, 2008.

OECD a. **Neutronics/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology, CRISSUE-S –WP1: Data Requirements and Databases Needed for Transient Simulations and Qualification**, Vol.1, NEA 4452 - ISBN 92-64-02083-7, 2004a.

OECD b. **Neutronics/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology, CRISSUE-S –WP2: State-of-the-art Report**, Vol. 2, NEA 5436, ISBN 92-64-02084-5, 2004b.

OECD c. **Neutronics/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology, CRISSUE-S –WP3: Achievements and Recommendations Report**, vol. 3, NEA 5434, ISBN 92-64-02085-3, 2004c.

OGUMA, R. **Investigation of Power Oscillation Mechanisms Based on Noise Analysis at Forsmark-1 BWR**, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 23, 1995.

PEREIRA, C. **Aportaciones al Estudio de Inestabilidad en Reactores de Agua en Ebullición**, Ph.D. thesis, Departament d'Enginyeria Química e Nuclear, University of Valencia, Spain, 1993.

RELAP5/MOD3.3Beta. **Code manual volume i: code structure, system models, and solution methods**, *Nuclear Safety Analysis Division*; Idaho U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 2001.

SOLIS, J.; IVANOV, K.; SARIKAYA, B.; OLSON, A.; HUNT, K. W. **Boiling water reactor Turbine Trip (TT) benchmark, volume 1: Final specifications**, NEA/NSC/DOC, 2001.

SOARES, H. V.; REIS, P. A. L.; COSTA, A. L.; PEREIRA, C.; VELOSO, M. A. F. **Nuclear Power Plant Transient Simulation using Thermal Hydraulic/Neutron Kinetic Coupled Codes**, *12th Brazilian Congress of Thermal Engineering and Sciences*, Belo Horizonte. Proceedings of ENCIT, 2008.

SOARES, H. V.; REIS, P. A. L.; COSTA, A. L.; PEREIRA, C.; VELOSO, M. A. F.. **Valuation of BWR Stability Operating in Natural Circulation Conditions**, *International Nuclear Atlantic Conference*, Rio de Janeiro, INAC, 2009.

TERREMOTO, Luís A. A. **Disciplina TNR5764- Fundamentos de Tecnologia Nuclear**, IPEN, 2004.

WEAVER, W. L.; TOMLINSON, E. T.; AUMILLER, D. L. **A Generic Semi-Implicit Coupling Methodology for use in RELAP-3D**, *Nuclear Engineering and Design*, vol. 211, 2002.

Livros Grátis

(<http://www.livrosgratis.com.br>)

Milhares de Livros para Download:

[Baixar livros de Administração](#)

[Baixar livros de Agronomia](#)

[Baixar livros de Arquitetura](#)

[Baixar livros de Artes](#)

[Baixar livros de Astronomia](#)

[Baixar livros de Biologia Geral](#)

[Baixar livros de Ciência da Computação](#)

[Baixar livros de Ciência da Informação](#)

[Baixar livros de Ciência Política](#)

[Baixar livros de Ciências da Saúde](#)

[Baixar livros de Comunicação](#)

[Baixar livros do Conselho Nacional de Educação - CNE](#)

[Baixar livros de Defesa civil](#)

[Baixar livros de Direito](#)

[Baixar livros de Direitos humanos](#)

[Baixar livros de Economia](#)

[Baixar livros de Economia Doméstica](#)

[Baixar livros de Educação](#)

[Baixar livros de Educação - Trânsito](#)

[Baixar livros de Educação Física](#)

[Baixar livros de Engenharia Aeroespacial](#)

[Baixar livros de Farmácia](#)

[Baixar livros de Filosofia](#)

[Baixar livros de Física](#)

[Baixar livros de Geociências](#)

[Baixar livros de Geografia](#)

[Baixar livros de História](#)

[Baixar livros de Línguas](#)

[Baixar livros de Literatura](#)
[Baixar livros de Literatura de Cordel](#)
[Baixar livros de Literatura Infantil](#)
[Baixar livros de Matemática](#)
[Baixar livros de Medicina](#)
[Baixar livros de Medicina Veterinária](#)
[Baixar livros de Meio Ambiente](#)
[Baixar livros de Meteorologia](#)
[Baixar Monografias e TCC](#)
[Baixar livros Multidisciplinar](#)
[Baixar livros de Música](#)
[Baixar livros de Psicologia](#)
[Baixar livros de Química](#)
[Baixar livros de Saúde Coletiva](#)
[Baixar livros de Serviço Social](#)
[Baixar livros de Sociologia](#)
[Baixar livros de Teologia](#)
[Baixar livros de Trabalho](#)
[Baixar livros de Turismo](#)