

**INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR**

**ALEXANDRE DE SOUZA SOARES**

**ESTUDO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE DE UM REATOR  
PWR ATRAVÉS DE UM SIMULADOR DE ESCOPO COMPLETO E DO  
CÓDIGO COMPUTACIONAL RELAP**

**Rio de Janeiro**

**2014**

**ALEXANDRE DE SOUZA SOARES**

**ESTUDO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE DE UM REATOR  
PWR ATRAVÉS DE UM SIMULADOR DE ESCOPO COMPLETO E DO  
CÓDIGO COMPUTACIONAL RELAP**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear – Acadêmico em Engenharia de Reatores.

Orientadora: Prof<sup>a</sup> Maria de Lourdes Moreira

Rio de Janeiro

2014

SOAR Soares, Alexandre de Souza.

Estudo do acidente com perda de refrigerante de um reator PWR através de um simulador de escopo completo e o código computacional RELAP/ Alexandre de Souza Soares – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2014

vi, 77f. : il. ; 31cm.

Orientadora: Maria de Lourdes Moreira

Dissertação (Mestrado em Engenharia de Reatores) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2014.

1. RELAP. 2. Simulador. 3. LOCA.

**ESTUDO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE DE UM REATOR  
PWR ATRAVÉS DE UM SIMULADOR DE ESCOPO COMPLETO E DO  
CÓDIGO COMPUTACIONAL RELAP**

**ALEXANDRE DE SOUZA SOARES**

**DISSERTAÇÃO APRESENTADA AO PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIA E  
TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA COMISSÃO  
NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS  
PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR  
– ACADÊMICO EM ENGENHARIA DE REATORES**

Aprovada por:

---

Prof<sup>a</sup> Maria de Lourdes Moreira, D. Sc.

---

Prof. Celso Marcelo F. Lapa, D. Sc.

---

Prof. Luiz Carlos Martins Pereira, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

NOVEMBRO DE 2014

## **AGRADECIMENTOS**

À minha orientadora, D.Sc. Maria de Lourdes Moreira, pela orientação e apoio ao longo de todo o trabalho desenvolvido.

Ao Engenheiro e pós-graduado Elcio Tadeu Palmieri e ao M.Sc. Carlos Vicente Goulart da Azevedo, ambos do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/CNEN, pela imensa ajuda durante o trabalho realizado.

Ao grande amigo, M. Sc. Flávio José Gama, pelo apoio e estímulo na confecção deste trabalho.

Ao Engenheiro, Adriano Jales, pela ajuda na aquisição de dados que foram utilizados nesta dissertação.

A todos os professores e funcionários da Pós-Graduação do Instituto de Engenharia Nuclear pelo convívio e aprendizado.

À Comissão Nacional de Energia Nuclear que, através do Instituto de Engenharia Nuclear, proporcionou a estrutura necessária para a conclusão desta dissertação.

À Eletronuclear que, através do Centro de Tecnologia Avançado de Simulador (CTAS), proporcionou a possibilidade de conclusão desta dissertação.

E finalmente à minha esposa, Viviane Vitor de Souza e ao meu filho, João Pedro Vitor de Souza Soares pela compreensão e incentivo nesta jornada.

## RESUMO

O presente trabalho propõe um estudo de um acidente com perda de refrigerante de um reator PWR através de um Simulador de Escopo Completo e do código computacional RELAP. Para tal, foi considerado um acidente com perda de refrigerante com área de quebra de  $160 \text{ cm}^2$  na perna fria do circuito 20 do sistema de refrigeração do reator da planta da Usina Nuclear de Angra 2, com o reator operando em condição estacionária, a 100% de potência. Foi admitido ainda, que ocorreu simultaneamente a perda do Suprimento Externo de Energia Elétrica e que a disponibilidade do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo não era plena. Os resultados obtidos apresentam-se bastante relevantes e com possibilidade de serem usados no planejamento de atividades futuras, visto que a construção de Angra 3 se apresenta em andamento e se assemelha a Angra 2.

**Palavras Chave:** RELAP, Simulador, LOCA.

## **ABSTRACT**

The present paper proposes a study of a loss of coolant accident of a PWR reactor through a Full Scope Simulator and computational code RELAP. To this end, it considered a loss of coolant accident with 160 cm<sup>2</sup> breaking area in cold leg of 20 circuit of the reactor cooling system of nuclear power plant Angra 2, with the reactor operating in stationary condition, to 100% power. It considered that occurred at the same time the loss of External Power Supply and the availability of emergency cooling system was not full. The results obtained are quite relevant and with the possibility of being used in the planning of future activities, given that the construction of Angra 3 is underway and resembles the Angra 2.

**Keywords:** RELAP, Simulator, LOCA.

## ÍNDICE

<b>CAPÍTULO I - INTRODUÇÃO .....</b>	<b>15</b>
1.1 - Contextualização.....	15
1.2 - Trabalhos Relacionados.....	16
1.3 - Objetivos .....	17
1.4 - Distribuição dos Capítulos.....	18
<b>CAPÍTULO II - ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE – FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA .....</b>	<b>19</b>
2.1 – ESTUDO DO ACIDENTE BÁSICO DE PROJETO (LOCA+ BLACKOUT) PARA A USINA NUCLEAR DE ANGRA 2:.....	19
2.1.1 – Visão Geral.....	19
2.1.2 - Mecanismo de Transporte de Energia .....	20
2.1.2.1-Visão Geral.....	21
2.1.2.2-Circulação Forçada Monofásica.....	23
2.1.2.4-Circulação Natural Bifásica.....	25
2.1.2.5 - Escoamento Bifásico em Contra-Corrente (Reflux Condenser) .....	25
2.2 – RECONHECIMENTO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE PELO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR.....	26
2.3 – FASES FÍSICAS DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE.....	29
2.3.1-Fase DNB.....	29
2.3.2-Fase de Enchimento.....	29
2.3.3-Fase de Resfriamento a Longo Termo.....	30
2.4 - CONDIÇÃO PRETENDIDA DA CENTRAL A LONGO PRAZO .....	30
2.5 – SUPRIMENTO ELÉTRICO DE EMERGÊNCIA .....	30
<b>CAPÍTULO III - O SIMULADOR DE ESCOPO COMPLETO DA PLANTA NUCLEAR DE ANGRA 2 .....</b>	<b>32</b>
3.1 – INTRODUÇÃO .....	32
3.2 – HISTÓRICO DO SIMULADOR.....	32
3.3 - ESPECIFICAÇÕES DO SIMULADOR.....	33
3.3.1- O SIMULADOR.....	33
3.3.2 - ESTAÇÃO DO INSTRUTOR.....	34
3.3.3 - SOFTWARE DO SIMULADOR .....	34
3.3.4 - ATUALIZAÇÃO DO SIMULADOR (SOFTWARE / HARDWARE).....	35



<b>CAPÍTULO IV - CÓDIGO RELAP</b> .....	<b>38</b>
4.1 – INTRODUÇÃO .....	38
4.2 – USO DO CÓDIGO RELAP .....	38
<b>CAPÍTULO V - ESTUDO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE – ESTUDO DE CASO</b> .....	<b>40</b>
5.1 – INTRODUÇÃO .....	40
5.2 – LOCA ATRAVÉS DO CÓDIGO COMPUTACIONAL RELAP .....	42
5.2.1 – Introdução.....	42
5.2.2 – Acidente com Perda de Refrigerante – 160 cm <sup>2</sup> .....	47
5.2.3 – Esquema de Modelagem .....	48
5.3 - LOCA ATRAVÉS DO SIMULADOR DE ANGRA 2 .....	50
5.3.1 – Estudo de caso .....	50
5.3.2 – LOCA 160 cm <sup>2</sup> .....	50
5.3.3 – Condições Iniciais do Evento .....	50
<b>CAPÍTULO VI - ANÁLISE DOS RESULTADOS, CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES E SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS</b> .....	<b>51</b>
6.1 – GRÁFICOS DOS RESULTADOS .....	51
6.1.1 – Pressão do Circuito Primário (Loop 10).....	51
6.1.2 - Pressão do Circuito Primário (Loop 20) .....	52
6.1.3 – Pressão no Circuito Secundário (Loop 10).....	53
6.1.4 - Pressão no Circuito Secundário (Loop 20).....	54
6.1.5 – Injeção do SREN de Alta Pressão (Loop 10) .....	55
6.1.6 – Injeção do SREN de Alta Pressão (Loop 20) .....	56
6.1.7 – Injeção do SREN dos Acumuladores (Loop 10) .....	57
6.1.8 – Injeção do SREN dos Acumuladores (Loop 20) .....	58
6.1.9 – Injeção do SREN de Baixa Pressão (Loop 10).....	59
6.1.10 – Injeção do SREN de Baixa Pressão (Loop 20).....	60
6.1.11 – Nível de Líquido dos Geradores de Vapor.....	61
6.1.12 – Nível dos Tanques de Armazenagem de Água Borada.....	63
6.1.13 – Potência do Reator e Gerador .....	65
6.2 - ANÁLISE DOS RESULTADOS .....	66
6.3 – CONCLUSÕES .....	72
6.4 – RECOMENDAÇÕES E SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS.....	72
<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</b> .....	<b>74</b>

## LISTA DE FIGURAS

Figura 1. 1 - LOCA na perna fria do circuito 20 .....	18
Figura 2. 1 - Circulação Forçada Monofásica.....	23
Figura 2. 2 - Circulação Natural Monofásica .....	24
Figura 2. 3 - Circulação Natural Bifásica .....	25
Figura 2. 4 - Reflux Condenser .....	26
Figura 2. 5 - Sistema de Proteção do Reator Simplificado.....	27
Figura 2. 6 - Sistema de Remoção de Calor Residual .....	28
Figura 2. 7 - Representação Simplificada do Sistema Elétrico de Angra 2 .....	31
Figura 3. 1 - Sala do Instrutor do Simulador de Angra 2.....	36
Figura 3. 2 - Sala do Instrutor do Simulador de Angra 2 .....	36
Figura 3. 3 - Sala de Controle do Simulador de Angra 2.....	37
Figura 3. 4 - Sala de Controle do Simulador de Angra 2.....	37
Figura 5. 1 - Nodalização de Angra 2.....	43
Figura 5. 2 - Modelagem do SREN .....	46
Figura 5. 3 - Modelagem da ruptura do circuito 20.....	49
Figura 6. 1 - Pressão do circuito primário – Loop 10.....	51
Figura 6. 2 - Pressão do circuito primário – Loop 10.....	51
Figura 6. 3 - Pressão do circuito primário – Loop 20.....	52
Figura 6. 4 - Pressão do circuito primário – Loop 20.....	52
Figura 6. 5 - Pressão do circuito secundário – Loop 10 .....	53
Figura 6. 6 - Pressão do circuito secundário – Loop 20 .....	53
Figura 6. 7 - Pressão do circuito secundário – Loop 20 .....	54
Figura 6. 8 - Pressão do circuito secundário – Loop 20 .....	54
Figura 6. 9 - Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 10 .....	55
Figura 6. 10 - Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 10 .....	55
Figura 6. 11 - Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 20 .....	56
Figura 6. 12 - Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 20 .....	56
Figura 6. 13 - Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 10.....	57
Figura 6. 14 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 10.....	57
Figura 6. 15 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 20.....	58
Figura 6. 16 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 20.....	58

Figura 6. 17 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 10.....	59
Figura 6. 18 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 10.....	59
Figura 6. 19 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 20.....	60
Figura 6. 20 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 20.....	60
Figura 6. 21 – Nível do geradores de vapor .....	61
Figura 6. 22 – Nível do gerador de vapor – Loop 10 .....	61
Figura 6. 23 – Nível do gerador de vapor – Loop 20 .....	62
Figura 6. 24 – Volume dos tanques de armazenagem de água borada.....	63
Figura 6. 25 – Nível dos tanques de armaz. de água borada – Loop 10.....	63
Figura 6. 26 – Nível dos tanques de armaz. de água borada – Loop 20.....	64
Figura 6. 27 – Potência do Reator e Gerador.....	65
Figura 6. 28 – Potência do reator .....	65
Figura 6. 29 – Potência do gerador .....	66

## **LISTA DE TABELAS**

Tabela 5. 1 – Injeção pelo SREN para o LOCA – 160 cm <sup>2</sup> .....	39
Tabela 5. 2 – Condições Iniciais da Usina de Angra 2 .....	40
Tabela 5. 3 – Nodalização de Angra 2: Correlação do Código e as Zonas Hidráulicas .....	43
Tabela 6. 1 – Sequência de Eventos .....	70

## LISTA DE ABREVIações E SIGLAS

LOCA – Loss of Coolant Accident

RELAP – Reactor Excursion and Leak Analysis Program

RESA – Sinal de Desligamento do Reator

t – tempo

$\rho_k$  – Densidade da fase k

$\alpha_k$  – Fração de vazio da fase k

z – Direção de escoamento

$v_k$  – Velocidade do fluxo da fase k

$\Gamma_k$  – Taxa de geração de massa por unidade de volume

$v_{ks}$  – Velocidade da fase k na interface

n – vetor normal

$F_{wk}$  – Força de arraste na estrutura

$p_k$  – Pressão na fase k

$F_{sk}$  – Força de arraste na interface

g – gravidade

$u_k^o$  – Energia de estagnação da fase k

$h_k^o$  – Entalpia de estagnação da fase k

$q_k''$  – Fluxo de calor

A – Área de seção transversal

$Q_{sk}$  – Taxa de transferência de calor interfacial

$\Delta T$  – Diferença de temperatura entre perna quente e perna fria

VPR – Vaso de pressão do reator

GV – Gerador de vapor

KWU – Kraftwerk Union

PWR – Pressurized Water Reactor

BWR – Boiling Water Reactor

TRACE – The TRAC/RELAP Advanced Computational Engine

NRC – Nuclear Regulatory Commission

SREN – Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo

AAP – Água de Alimentação Principal

AAE – Água de Alimentação de Emergência

SIP – Safety Injection Pump

RHRP – Residual Heat Removal Pump

BRR – Bomba de Refrigeração do Reator

PQ – perna quente

PF – perna fria

TAAB – Tanque de Armazenagem de Água Borada

PS – Pleno superior

CV – Cabeça do vaso do reator

RFAS/A2 – Relatório Final de Análise de Segurança / Angra 2

$P_{rcs}$  – Pressão do circuito primário

$P_{cont}$  – Pressão da contenção

$L_{PZR}$  – Nível do pressurizador

$L_{GV}$  – Nível do gerador de vapor

PZR – Pressurizador

JNG11 – Acumulador da perna fria do circuito 10

JNG12 – Acumulador da perna quente do circuito 10

JNG21 – Acumulador da perna fria do circuito 20

JNG22 – Acumulador da perna quente do circuito 20

# CAPÍTULO I

## INTRODUÇÃO

### 1.1 - Contextualização

O campo da engenharia nuclear contempla a cada dia a necessidade de pesquisas, testes e aprimoramento contínuo voltados à segurança dos reatores nucleares. Isto é verificado, principalmente através de simulações do comportamento desses reatores, utilizando códigos computacionais nucleares.

A partir de códigos computacionais nucleares podemos verificar o comportamento dos reatores nucleares em diversas situações, desde uma simples carga estacionária, passando por situações anormais, até os casos de acidentes mais complexos.

Sempre de alguma forma, tentou-se simular eventos que ofereciam perigo, de modo a se obter maiores informações sobre os mesmos, sem se expor aos riscos. Com esta necessidade, começaram a ser desenvolvidos simuladores que reproduziam total (Escopo Completo) ou parcialmente o funcionamento de tais plantas nucleares, de modo a testarem os mesmos e também para treinamento de operadores.

O alto potencial de energia que possui uma reação nuclear, é necessário, para a realização de um projeto de uma central termonuclear, um alto grau de segurança e qualificação das pessoas envolvidas na operação de tais equipamentos. Essa segurança, por sua vez, está implícita nos equipamentos utilizados numa central nuclear que prezam pela capacidade de prever as possíveis falhas ou acidentes e desenvolver mecanismos ou rotinas de segurança contra tais acidentes ou condições anormais.

Não podemos cogitar em fazer testes ou treinar as pessoas nos próprios equipamentos, em sua operação normal, pois um erro traria consequências catastróficas.

Outro ponto que cito é que, a utilização de simuladores no treinamento de operadores de usinas nucleares teve um grande impulso com o acidente de TMI - Three Miles Island (U.S.NRC,1979), onde se evidenciou que nem todos os possíveis

tipos de acidentes puderam ser previstos ou foram vistos por seus operadores na sua formação.

Uma análise de segurança determinística deve abranger a utilização de códigos computacionais e/ou o uso de simuladores em transientes e acidentes, visando obter ganhos em margens de segurança e também, otimizando e validando a implantação de procedimentos operacionais de centrais nucleares.

## **1.2 – Trabalhos Relacionados**

O uso de códigos computacionais tornou-se a base da engenharia nuclear na área da análise de segurança. O código computacional avançado em termo-hidráulica - RELAP, criado pela U.S.NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) apresenta-se como uma ferramenta intensamente utilizada na área nuclear.

Num primeiro estudo, para confecção desta dissertação, foi analisado o trabalho intitulado: Summary Data Report on ROSA/LSTF Experiment SB-HL-02 on PWR 10% Hot Leg Break LOCA, (TAKEDA,2007) juntamente com o trabalho ROSA-IV Large Scale Test Facility (LSTF) System Description (ROSA-IV GROUP, 1984), que explicita as características da instalação estudada.

A partir desta primeira visão foram priorizados acidentes análogos, porém utilizando a planta nuclear de Angra 2 como base de estudos, além de diferentes tamanhos de ruptura. Com relação ao tamanho da ruptura nos acidentes com perda de refrigerante, foram estudadas as grandes rupturas (ANDRADE e SABUNDJIAN, 2004), médias rupturas (BORGES, 2001) e pequenas rupturas (ANDRADE e SABUNDJIAN, 2002).

Os trabalhos que, também influenciaram a confecção desta dissertação, por contemplarem LOCA e código RELAP, foram: Simulation with RELAP5/MOD3.3 of postulated 10% hot leg break in Angra 2 Nuclear Power Plant, (AZEVEDO et al, 2009), que apresenta a nodalização da Central de Angra 2, contemplando um acidente com perda de refrigerante e Simulation of a Postulated 2% Cold Leg Break In Angra 2 Nuclear Power Plant (PALMIERI et al, 2007).

Outra contribuição para meu estudo foi o trabalho intitulado Simulação do acidente postulado de parada das bombas do circuito primário de Angra 2 com código RELAP/MOD3.2.2 GAMMA, (ANDRADE et al 2000), que apresenta um estudo do



comportamento da central nuclear de Angra 2 durante operação anormal de modo de alimentação elétrica de emergência (Blackout). Esta condição anormal foi considerada no meu estudo.

O acidente com perda de refrigerante aparece com grande notoriedade no campo dos códigos computacionais, pois se apresenta como o acidente básico de projeto das plantas nucleares.

Por fim, existem dois trabalhos que comandaram, em particular, este estudo: Simulação de Angra 2 com o código RELAP5/MOD 3.3.2 GAMMA, (PALMIERI et al, 2000). E, em seguida, o trabalho intitulado com o mesmo tema (AZEVEDO et al, 2002) que apresenta a evolução do primeiro, com alguns componentes incorporados para simulação do acidente com perda de refrigerante e aperfeiçoamento da modelagem. Além disso, a partir da descrição do Sistema de Proteção do Reator contida no Relatório Final de Análise de Segurança da Usina de Angra 2 foi elaborada e implementada a lógica de atuação desse sistema.

### **1.3 – Objetivos**

Os trabalhos sobre acidentes e/ou mal funcionamentos em plantas nucleares normalmente tem como base-padrão de comparação o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS/A2). A partir desta avaliação, foi buscada e viabilizada uma nova proposição de comparação (Benchmarking) para os diversos estudos de acidentes e condições anormais. A nova base-padrão encontrada para comparação, inédita no ambiente acadêmico nuclear, foi o Simulador de Escopo Completo de Angra 2.

Como objetivo específico apresento um estudo do acidente com perda de refrigerante considerando uma ruptura de 160 cm<sup>2</sup> (LOCA Médio), na perna fria do circuito 20, com o reator operando a 100% de potência (ETN/RFAS, 2000), através de duas formas de estudo. São elas:

- Código Computacional RELAP
- Simulador de Escopo Completo de Angra 2

Este trabalho também visa a possibilidade de uma avaliação entre um código computacional e uma ferramenta que é utilizada por operadores de centrais nucleares durante a fase de formação e manutenção de suas licenças de operação, agregando com isso, uma forma diferente de comparação, visto que se compara o código

computacional com o que há de mais real do ambiente de uma central nuclear durante o acidente citado anteriormente.

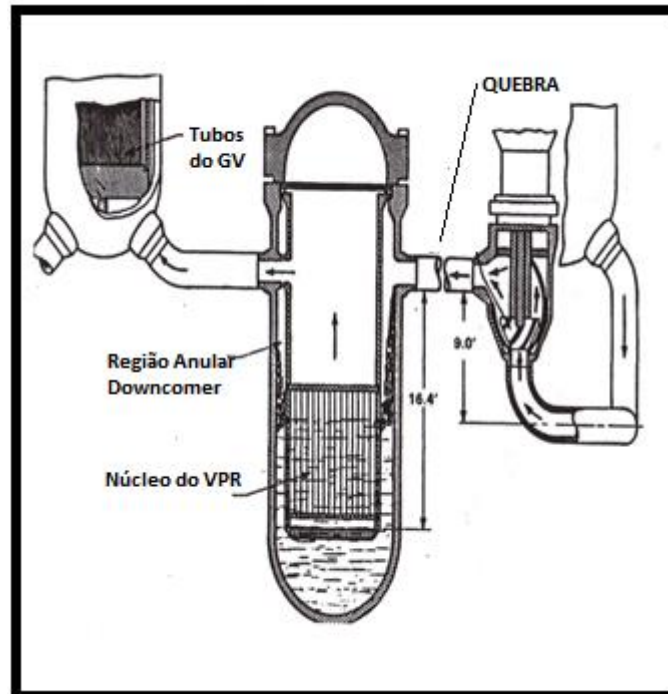


Figura 1. 1 - LOCA na perna fria do circuito 20 (TODREAS, 2005)

#### 1.4 – Distribuição dos Capítulos

O presente trabalho está distribuído em capítulos, sendo o próximo, Capítulo 2, destinado às fundamentações teóricas envolvidas no acidente de perda de refrigerante com Blackout. No Capítulo 3, será apresentado o Simulador de Escopo Completo de Angra 2. O Capítulo 4 destina-se à uma visão geral do código computacional RELAP. No Capítulo 5, será descrito o tipo de acidente com perda de refrigerante estudado nesta dissertação. Por fim, no Capítulo 6 será descrita a análise de resultados, realizando a comparação dos dados do código computacional RELAP com os dados do Simulador referentes ao acidente LOCA estudado, as conclusões principais obtidas e algumas recomendações e sugestões para trabalhos futuros.

## CAPÍTULO II

### ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE – FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

#### 2.1 – ESTUDO DO ACIDENTE BÁSICO DE PROJETO (LOCA+ BLACKOUT) PARA A USINA NUCLEAR DE ANGRA 2:

##### 2.1.1 – Visão Geral

São considerados acidentes que ocorrem dentro da contenção enquanto o reator está em operação a 100% de carga e que levam ao cumprimento dos critérios de refrigeração de emergência do núcleo, além do acontecimento concomitante da perda de energia externa (Blackout).

As diferenças entre os vários tipos de LOCA dependem do tamanho e da localização da ruptura. As várias categorias de acidente podem ser identificadas e diferenciadas apenas com base no seu impacto na usina (transiente de pressão na contenção, pressão do refrigerante, nível do pressurizador, contramedidas automáticas iniciadas e estados finais). Para uma visão geral melhor, uma breve descrição dos vários tipos de LOCA em termos de suas causas e efeitos será fornecida agora (ETN/MOU, 2012).

As pressões utilizadas nesse trabalho são pressões manométricas, pois estas são lidas nos diversos instrumentos da Central Nuclear, assim como no simulador.

##### c) LOCA GRANDE:

- Uma área de ruptura com seção reta de  $0.25A$  a  $2A$  (onde  $A$  é a área da seção reta da tubulação) das tubulações do sistema de refrigeração do reator resulta em uma despressurização do sistema de refrigeração do reator para uma pressão  $< 9$  bar dentro de um tempo menor que 200 s.

- Os sistemas de injeção de segurança não são capazes de compensar o vazamento na primeira fase do acidente, o núcleo é parcialmente descoberto. A pressão da contenção pode subir para  $\approx 4.5$  bar.

- O calor do núcleo é removido primariamente através da ruptura e o refrigerante é coletado no poço da contenção. O sistema de remoção de calor residual assume a recirculação do refrigerante a longo prazo do poço da contenção para o reator.

- A remoção de calor via lado secundário não é relevante, servindo apenas para remover o calor armazenado nos geradores de vapor.

- Modo de alimentação elétrica de emergência é assumido para este evento.

**d) LOCA MÉDIO:**

- Ruptura com área de seção reta de  $\approx 50 \text{ cm}^2$  até  $0.25A$  das tubulações de refrigeração do reator ou linhas de conexão. A despressurização do sistema de refrigeração do reator para 9 bar acontece num tempo maior que 200 s.

- O sistema de injeção de segurança não pode compensar o vazamento por si só, mas em combinação com os acumuladores e com as bombas de remoção de calor residual com uma pressão do refrigerante  $< 9\text{bar}$ . O núcleo é parcialmente descoberto.

- A remoção de calor do núcleo é auxiliada pelo lado secundário, com a subsequente refrigeração do núcleo pelo sistema de remoção de calor residual, que refrigera o núcleo em modo reinundação e recirculação do poço.

- Modo de alimentação elétrica de emergência é assumido para este cenário.

**e) LOCA PEQUENO:**

- Ruptura com área de seção reta de  $\approx 3 \text{ cm}^2$  a  $50 \text{ cm}^2$  das tubulações de refrigeração do reator ou linhas de conexão. A pressão no sistema de refrigeração do reator se estabiliza entre 109 bar e 9 bar, i.e. os sistemas de injeção de segurança, possivelmente, auxiliados pelos acumuladores, são capazes de repor o vazamento a pressões do refrigerante maiores que 9 bar. O núcleo permanece coberto, mesmo com o nível do pressurizador abaixo de 2.28 m.

- Como a remoção de calor do núcleo através do vazamento e da injeção de refrigerante não é suficiente o bastante (no caso de seções retas de ruptura muito pequenas), a remoção de calor é auxiliada pelo lado secundário.

- Modo de alimentação elétrica de emergência é assumido para este cenário.

### **2.1.2 - Mecanismo de Transporte de Energia**

Após a ocorrência de uma ruptura no circuito primário, o reator é desligado (RESA), mas mesmo assim ainda é gerado calor no núcleo, através das reações de decaimento.

A potência de decaimento residual, que pode alcançar até 8,5 % da potência nominal (logo após o desligamento), ainda é eficaz (ETN/CFOL3, 2004). O problema reside no fato de que esta energia além do calor armazenado, deverá ser removida controladamente, durante um acidente de perda de refrigerante. Para isso iremos esclarecer a seguir, basicamente, o transporte de energia.

### 2.1.2.1-Visão Geral

Nos casos de grandes rupturas, a potência de decaimento residual é retirada principalmente pelo próprio fluxo de massa do circuito primário passando pela ruptura. Mais complicadas são as condições em pequenas rupturas, pois nesses casos, existem as dificuldades de transporte de energia, do núcleo para os geradores de vapor com diferentes inventários de água no sistema e a transferência de calor do primário para o secundário através do GV.

As equações que representam o fenômeno de circulação natural num escoamento bifásico (líquido / vapor) são mostradas abaixo (IEAE, 2005):

- Equação de Conservação de Massa

$$\frac{\partial}{\partial t} \{\rho_k \alpha_k\} + \frac{\partial}{\partial z} \{\rho_k v_k \alpha_k\} = \Gamma_k$$

O primeiro termo do lado esquerdo da expressão representa a taxa de mudança de massa de área média para uma determinada fase. O segundo termo do lado esquerdo representa a mudança de massa ao longo do eixo de fluxo z. O termo  $\Gamma_k$ , representa a massa de líquido ou vapor gerada como resultado da mudança de fase.

- Equação de Conservação de Momento

$$\frac{\partial}{\partial t} \{\rho_k \alpha_k\} + \frac{\partial}{\partial z} \{\rho_k v_k \alpha_k\} = \{\Gamma_k \vec{v}_{ks} \cdot \vec{n}_z\} + \sum_{i=1}^N \{\vec{F}_{wk} \cdot \vec{n}_z\} - \frac{\partial}{\partial z} \{p_k \alpha_k\} + \{\vec{F}_{sk} \cdot \vec{n}_z\} + \{\rho_k \alpha_k\} \vec{g} \cdot \vec{n}_z$$

O primeiro termo do lado esquerdo da expressão representa a taxa de mudança do momento de área média para uma determinada fase. O segundo termo representa a mudança de momento ao longo do eixo de fluxo z. O primeiro termo do lado direito representa a taxa de transferência de momento devido a mudança de fase. O segundo termo representa o somatório das forças de arraste nas estruturas numa fase. O terceiro termo, o gradiente de pressão ao longo do eixo z. O quarto termo representa as forças de arraste atuando nas interfaces das fases. O último termo representa a força de gravidade atuando na direção do fluxo.

- Equação de Conservação de Energia

$$\frac{\partial}{\partial t} \{\rho_k u_k^o \alpha_k\} + \frac{\partial}{\partial z} \{\rho_k h_k^o v_k \alpha_k\} = \{\Gamma_k h_k^o\} - \left\{ p_k \frac{\partial \alpha_k}{\partial x} \right\} + \sum_{i=1}^N \left\{ q_k'' \alpha_k \frac{P}{A} \right\} - \{\rho_k g v_k \alpha_k\} + Q_{sk}$$

$$u_k^o = u_k + \frac{v_k^2}{2}$$

$$h_k^o = u_k^o + \frac{p_k}{\rho_k}$$

O primeiro termo do lado esquerdo da expressão representa a taxa no tempo da mudança da energia numa área média para uma determinada fase. O segundo termo representa a mudança de energia ao longo do eixo z. O primeiro termo do lado direito da expressão representa a taxa de transferência de energia devido a mudança de fase. O segundo termo representa ao trabalho de pressão associado com as mudanças nas frações de vazão. O terceiro termo, o somatório da transferência de calor entre a fase do fluido e as estruturas. O quarto termo representa o trabalho devido a gravidade e o último termo representa a transferência de calor na interfacial.

### 2.1.2.2-Circulação Forçada Monofásica

No vaso de pressão do reator, a temperatura da água é elevada em uma determinada margem de aquecimento, a água flui para o gerador de vapor, sendo lá resfriada pela mesma diferença de temperatura através da água de alimentação principal bombeada a partir do tanque de água de alimentação. A circulação forçada do refrigerante é realizada através das bombas de refrigeração do reator, levando o refrigerante ao longo de todo sistema de refrigeração do reator, succionando do reator (perna quente), passando pelos geradores de vapor e retornando ao reator (perna fria). Não acontece esse tipo de circulação no caso de LOCA pois as bombas de refrigeração do reator são desligadas pelo Sistema de Proteção do Reator.

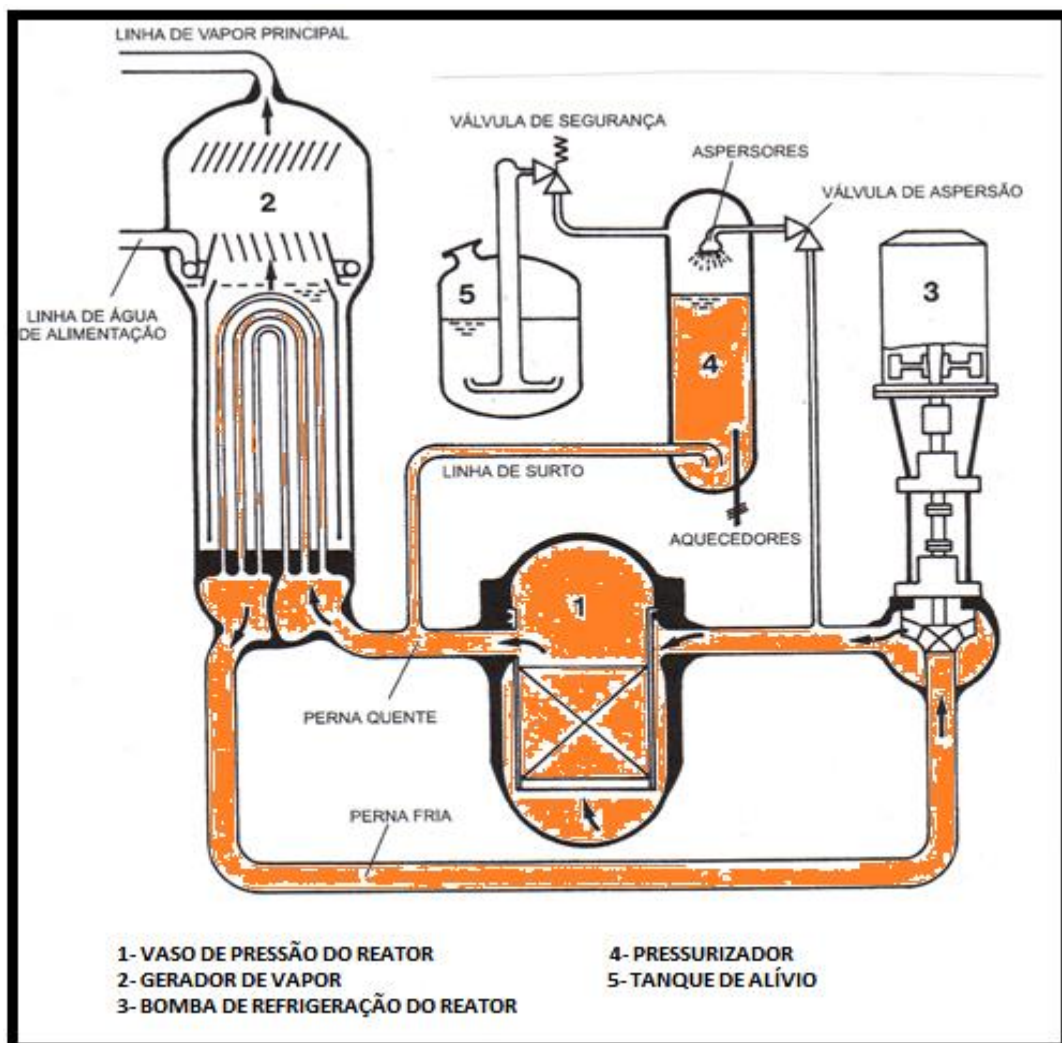


Figura 2. 1 - Circulação Forçada Monofásica (ETN/CFOL1, 2004)

### 2.1.2.3-Circulação Natural Monofásica

Quando as bombas de refrigeração do reator saem de operação, a transferência de calor do reator para o gerador de vapor é interrompida. Neste caso ocorre um efeito, a chamada “circulação natural”, a qual garante, mesmo que limitadamente uma continuação da remoção de calor.

A densidade da água na faixa de temperatura nominal, no circuito primário, é fortemente dependente da temperatura (ÖZISIK, 1985). A elevação de temperatura acarreta uma diminuição da densidade da água. Como a fonte fria (o gerador de vapor), está localizada em uma cota mais alta do que a fonte de calor (núcleo do reator), forma-se um desequilíbrio mecânico entre as massas de água frias que deixam o gerador de vapor e as massas de água quentes que tendem a subir do reator, gerando a circulação (natural). A diferença de temperatura ( $\Delta T$ ) que se forma entre a perna fria e a perna quente é dependente da potência térmica (decaimento) e da resistência ao escoamento e se situa na ordem de grandeza do  $\Delta T$  para condição nominal. Durante o resfriamento, quando o sumidouro de calor se torna maior que a fonte de calor, o  $\Delta T$  será correspondentemente maior.

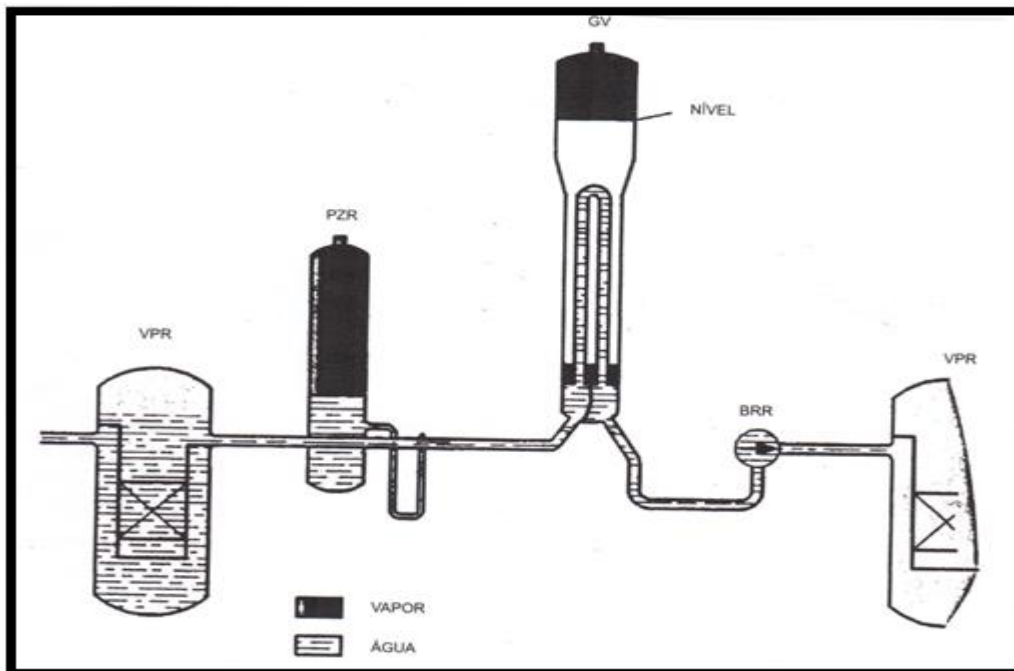


Figura 2. 2 - Circulação Natural Monofásica (ETN/CFOL3, 2004)



### 2.1.2.4-Circulação Natural Bifásica

Os processos de circulação natural bifásica correspondem essencialmente aos da circulação natural em uma fase (EL-WAKIL, 1978). No vaso de pressão do reator (VPR) encontra-se, no entanto, água saturada, a qual não continua a se aquecer através de adição de calor, mas sim produzindo vapor, o que ocasiona a formação de uma lâmina de mistura de água e vapor na parte superior do VPR. As bolhas de vapor se condensam no gerador de vapor e escoam para o núcleo como água saturada levemente sub-resfriada.

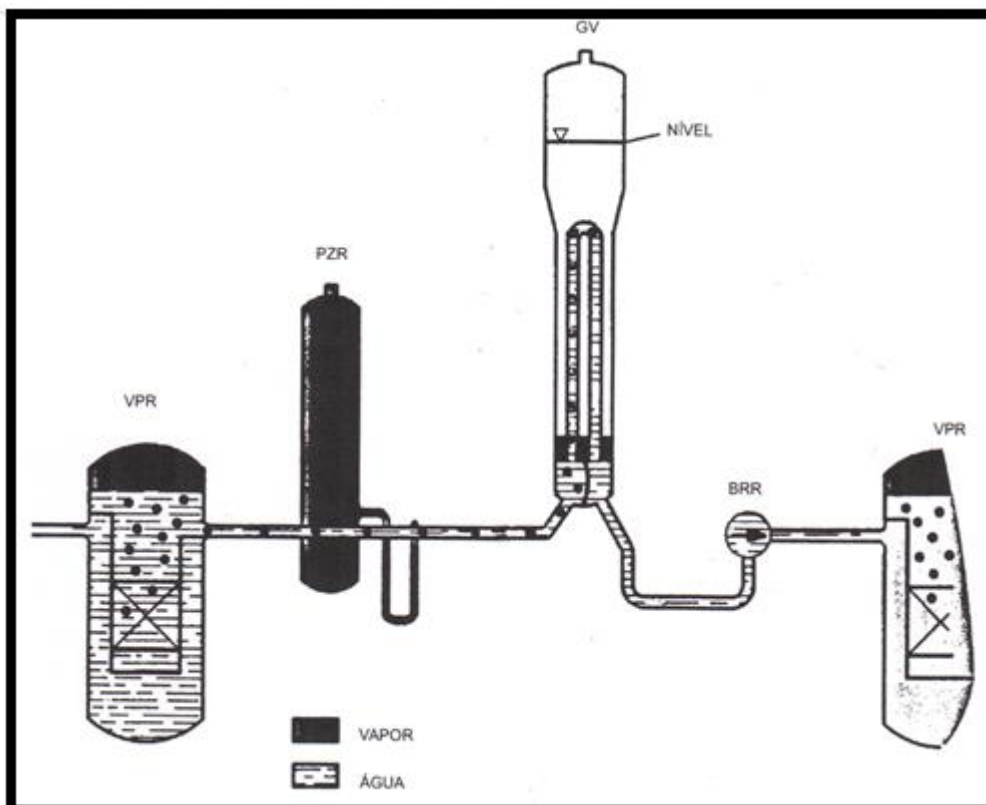


Figura 2. 3 - Circulação Natural Bifásica (ETN/CFOL3, 2004)

### 2.1.2.5 - Escoamento Bifásico em Contra-Corrente (Reflux Condenser)

Com uma elevação na adição de energia, poderá ocorrer uma interrupção da circulação natural bifásica. Logo depois, a água que se encontra no vaso de pressão do reator continuará a evaporar e o vapor fluirá para o GV como descrito na circulação natural bifásica. Lá ocorrerá uma condensação do vapor, o qual se transforma em

filme de água e retornará pelo mesmo caminho (contra-corrente) para o VPR. O nível da mistura cai abaixo da linha inferior da tubulação do sistema de refrigeração do reator.

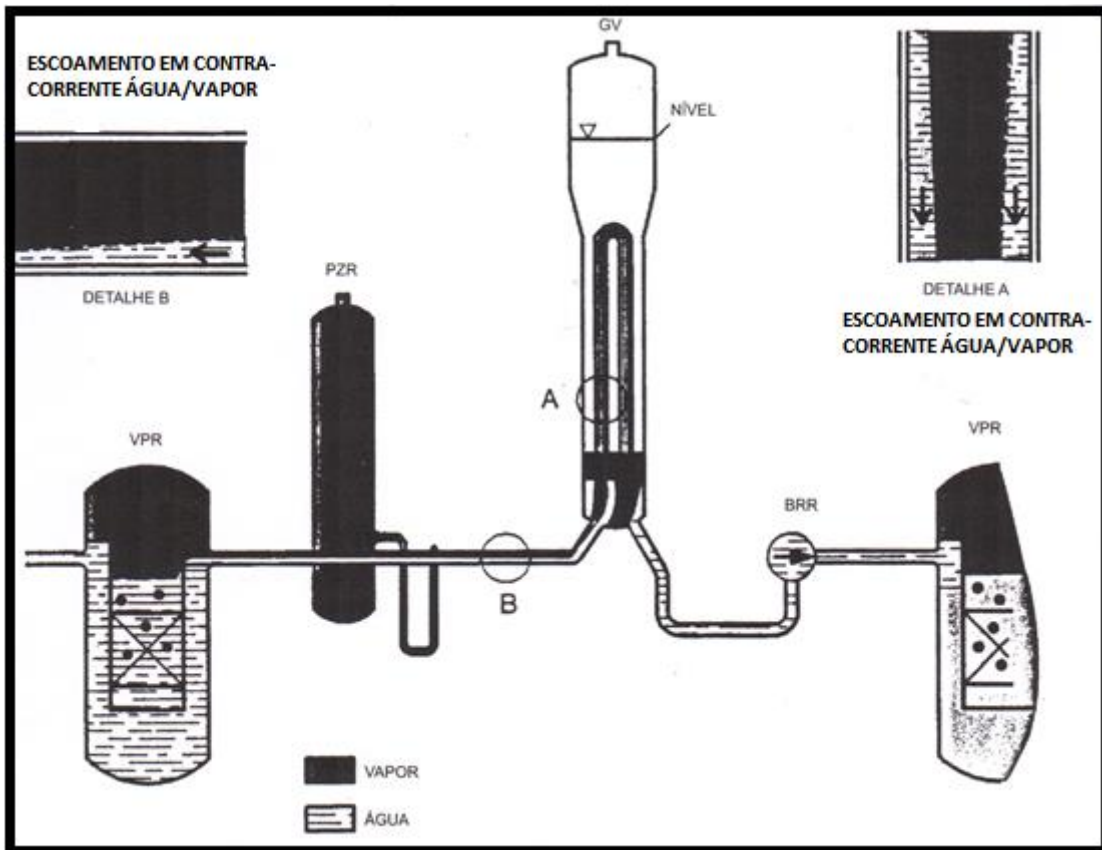


Figura 2. 4 - Reflux Condenser (ETN/CFOL3, 2004)

## 2.2 – RECONHECIMENTO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE PELO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR

O sistema de proteção do reator reconhece um acidente com perda refrigerante correspondente a uma ruptura no circuito primário através da atuação de uma lógica que compreende o sinal de critérios de alta pressão atuados. Atuação acontece quando atingidos 2 de 3 dos seguintes sinais ((ETN/RFAS, 2013):

- Diferencial de pressão no envoltório de contenção > 30 mbar,
- Nível de água no pressurizador < 2,28 m,
- Pressão no circuito primário < 109bar,

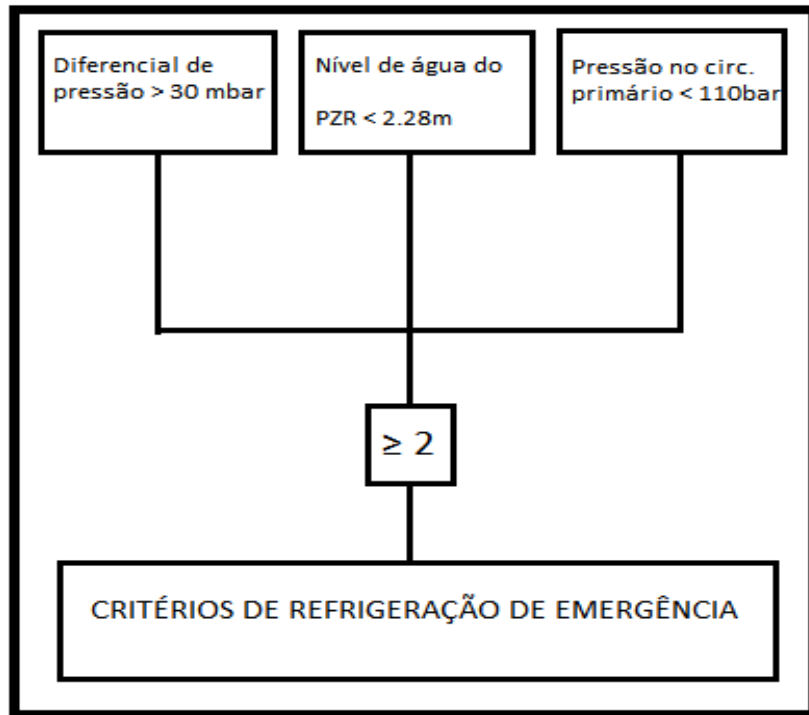


Figura 2. 5 - Sistema de Proteção do Reator Simplificado

Os acidentes de grandes rupturas no primário são dominados completamente pelas ações automáticas do sistema de proteção do reator. Em pequenas e médias rupturas, o acidente pode e deve ser influenciado favoravelmente pelo operador durante sua fase final de desenvolvimento através de ações manuais relativas ao resfriamento da unidade.

As exigências de refrigeração de emergência do núcleo devem satisfazer aos vários tipos de acidentes com perda de refrigerante. Isto levou a um sistema de injeção que possui tanto um subsistema de alta pressão, para os casos de pequenas e médias rupturas, com acumuladores de injeção rápida acoplados a ele, quanto um subsistema de baixa pressão para os casos de grandes rupturas e refrigeração a longo termo.

O conceito de refrigeração de emergência desenvolvido pela KWU/Siemens, prevê uma injeção separada para cada circuito do sistema primário ((ETN/CFOL1, 2004). Foram previstos 4 subsistemas completamente independentes um do outro, compostos cada um de:

- 1 Bomba de Injeção de Segurança
  - Altura Manométrica – 109bar
  - Vazão Máxima – 77 Kg/s

- 2 Acumuladores (Quente e Frio)
  - Volume de água borada – 34 m<sup>3</sup>
  - Pressão de operação – 25bar
  - Concentração de boro – 2200 ppm
- 1 Bomba de Remoção de Calor Residual com um trocador de calor residual
  - Altura Manométrica – 9bar
  - Vazão Máxima – 350 Kg/s
- 1 par de Tanques de Armazenagem de Água Borada
  - Volume de água borada – 380 m<sup>3</sup>
  - Concentração de boro – 2200 ppm
- 1 Gerador Diesel de emergência

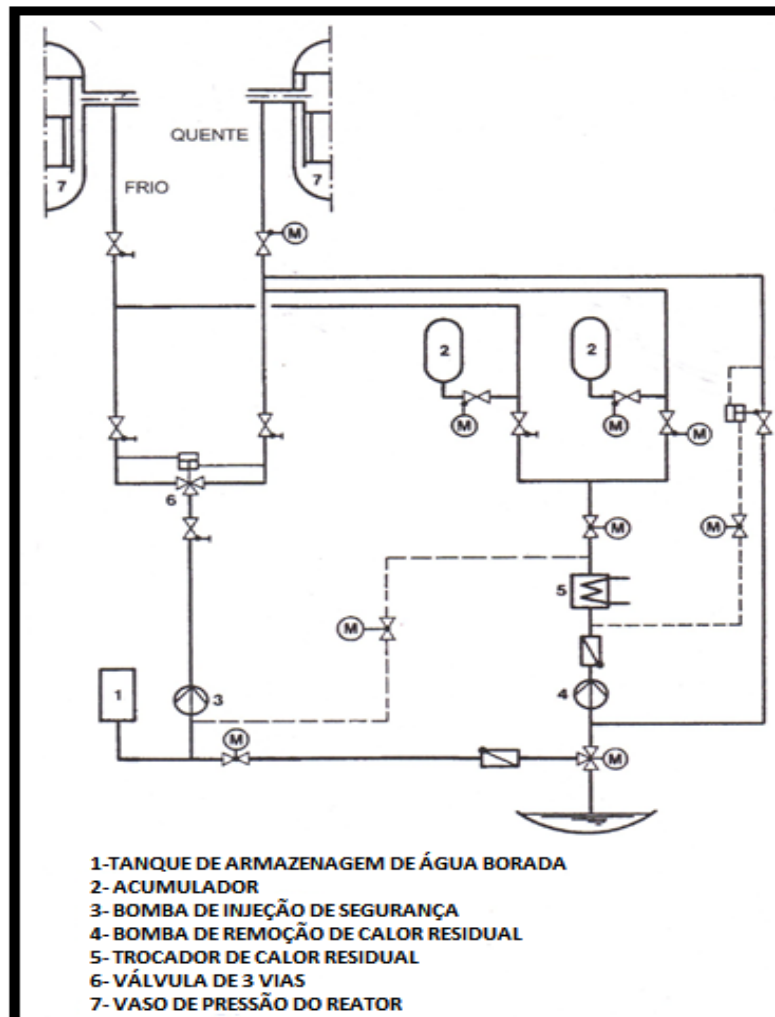


Figura 2. 6 - Sistema de Remoção de Calor Residual (ETN/CFOL1, 2004)

## **2.3 – FASES FÍSICAS DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE**

Apesar do acidente básico de projeto com perda de refrigerante (LOCA) apresentar várias vertentes, tomou-se como estudo o caso de média ruptura (LOCA médio).

Os processos na ocorrência de pequenas e médias rupturas  $3\text{cm}^2 - 442\text{ cm}^2$  no circuito primário, devido ao seu comportamento termohidráulico e termodinâmico podem ser divididos seguintes fases (ETN/MOU, 2008):

### **2.3.1-Fase DNB**

Quase que imediatamente após o início do acidente, após o desligamento das bombas de refrigeração do reator, ocorre uma forte redução do fluxo de massa através do núcleo, sendo que ainda existe um alto fluxo de calor das barras combustíveis para o refrigerante. Poderá ocorrer então em condições desfavoráveis uma mudança de ebulição de bolhas para ebulição por filme com uma correspondente piora no coeficiente de transferência de calor (INCROPERA et al, 2008) e um maior aquecimento do revestimento da vareta combustível.

### **2.3.2-Fase de Enchimento**

Devido à perda de refrigerante ocorre uma redução de nível no circuito primário. Em médias rupturas, os acumuladores injetam a uma pressão de 25 bar, para diminuir e evitar períodos de exposição (sem água) do núcleo. Se ocorrer uma exposição parcial do núcleo, o revestimento das varetas combustíveis se aquecem.

Devido à injeção do sistema de remoção de calor residual a partir de  $\leq 9\text{bar}$ , o nível no VPR se elevará novamente, já que uma redução da pressão reduz o escoamento pela ruptura e eleva a vazão de injeção de segurança, influenciando positivamente o nível. Em médias rupturas, a remoção do calor residual e do calor armazenado é feita através da ruptura e da remoção de calor através do da água fria injetada.

### 2.3.3-Fase de Resfriamento a Longo Termo

Após a finalização da fase de despressurização o nível no circuito primário volta ao normal. O calor residual do sistema deverá ser removido a longo termo através do respectivo acionamento do sistema de remoção de calor residual. O calor residual poderá ser removido do sistema por três maneiras distintas:

- Diretamente pelo escoamento da ruptura e pelas bombas de remoção de calor residual, sendo que a água é resfriada pelo trocador de calor residual
- Através dos geradores de vapor para o lado secundário
  - Resfriamento do lado secundário à 100 K/h
- Por meio da operação de remoção de calor residual combinada
  - Uma bomba de remoção de calor residual em operação de recirculação (o refrigerante do reator é extraído da perna quente e após ser resfriado no trocador de calor residual é injetado na perna fria)
  - Uma bomba de remoção de calor residual adicional para a complementação da perda pela ruptura (succiona do poço da contenção)

## 2.4 - CONDIÇÃO PRETENDIDA DA CENTRAL A LONGO PRAZO

Através de algumas ações manuais, a seguinte condição é pretendida (ETN/MOU, 2008):

- Central na condição "subcrítica, fria";
- Remoção do calor através do sistema de remoção de calor residual;
- Complementação da perda pela ruptura pelas bombas de baixa pressão succionando do poço da contenção e no mínimo um sistema de remoção de calor residual em operação.

## 2.5 – SUPRIMENTO ELÉTRICO DE EMERGÊNCIA

A alimentação elétrica de emergência pressupõe a perda total do suprimento de energia ao sistema auxiliar de alimentação elétrica (consumo próprio) através da rede normal seguido do insucesso no processo de transferência automática da

alimentação auxiliar para a rede externa de 138 KV. Para controlar esses distúrbios são ligados os Geradores Diesel de Emergência.

Apenas os componentes necessários à parada segura na usina são alimentados, isto significa que no lado primário as bombas de refrigeração do reator são desligadas (ANDRADE, 2000), sendo o transporte de calor do núcleo do reator aos geradores de vapor realizado apenas por circulação natural. Do lado secundário, o condensador e a estação de desvio de vapor principal não se encontram mais disponíveis como fonte fria, assim como as bombas de água de alimentação principal. Para realização da remoção de calor são alimentadas as válvulas de alívio de vapor principal enquanto que para injeção de água nos geradores de vapor são ligadas as bombas de partida e parada (ETN/CFOL2, 2004).

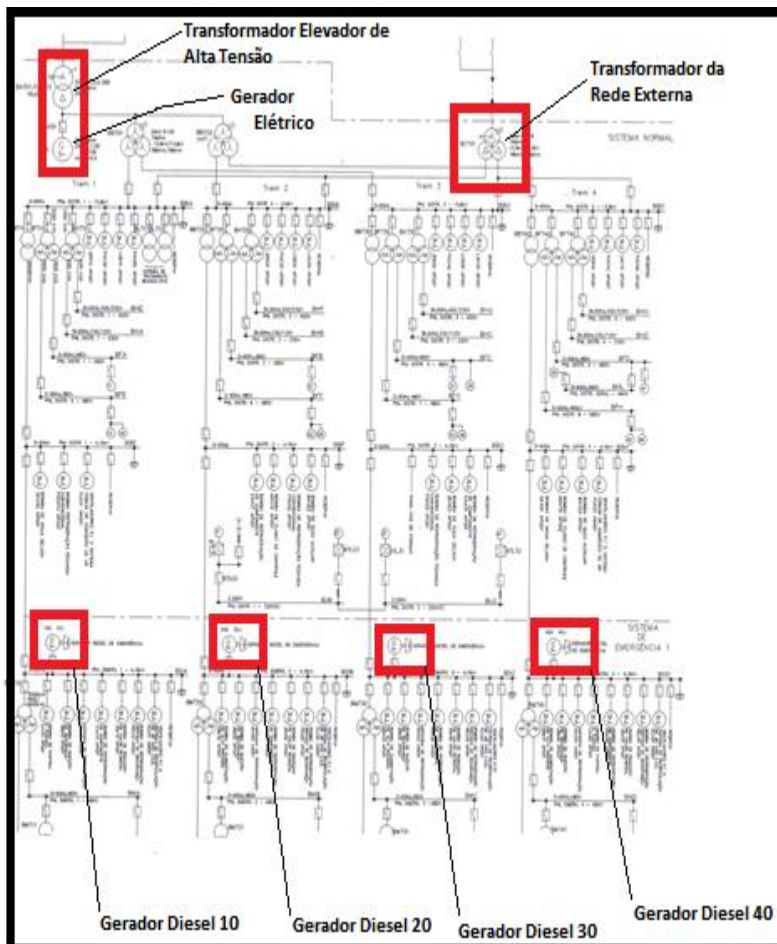


Figura 2. 7 - Representação Simplificada do Sistema Elétrico de Angra 2 (ETN/CFOL2, 2004)

## **CAPÍTULO III**

### **O SIMULADOR DE ESCOPO COMPLETO DA PLANTA NUCLEAR DE ANGRA 2**

#### **3.1 – INTRODUÇÃO**

Um Simulador de escopo completo é um tipo de simulador onde é possível simular todo o funcionamento da planta (CARVALHO, 2003). A sala de controle é idêntica a construída na planta de operação. Isto é necessário para manter o treinamento o mais próximo do ambiente de trabalho.

A formação adequada do pessoal de operação em uma usina nuclear é uma condição essencial para garantir a segurança, a confiabilidade e um alto nível de disponibilidade em sua operação. O treinamento de simulador é considerado como a forma mais eficiente e econômica para a qualificação inicial e manutenção das habilidades da equipe de operação, pois se caracteriza como um treinamento em tempo real e com suficiente grau de precisão.

A fim de proporcionar um treinamento altamente qualificado para as equipes de operação das usinas nucleares de Angra 2 e 3, a ELETRONUCLEAR S.A. construiu um centro de treinamento, no local da instalação, incluindo um simulador de escopo completo baseado no projeto Siemens/KWU, PWR-Central Nuclear de Angra 2 de 1300 MW.

#### **3.2 – HISTÓRICO DO SIMULADOR**

O simulador foi construído pela Thomson-CSF (França) e Siemens/KWU (Alemanha) entre maio de 1978 e setembro de 1982, nas instalações da Thomson-CSF, em Cergy, France.

Devido a atrasos que ocorreram na construção da central nuclear Angra 2 e, por conseguinte, o adiamento do treinamento dos operadores para a planta, a Eletronuclear, decidiu fazer um acordo com a Siemens/KWU (KWU, 1984), com o objetivo de utilizar temporariamente o simulador na Alemanha. O simulador foi então instalado em Karlstein, e parte das receitas obtidas com o treinamento do pessoal das centrais nucleares foi transferido para a Eletronuclear. A operação do simulador na Alemanha, incluindo os períodos de instalação, testes, utilização eficaz de formação e desmontagem do equipamento, ocorreu entre outubro de 1982 e fevereiro de 1985.



Em março de 1985 o simulador foi transportado para o Brasil e instalado no centro de treinamento da Eletronuclear. Foi inaugurado em julho de 1985.

### **3.3 - ESPECIFICAÇÕES DO SIMULADOR**

A Instrumentação do simulador da sala de controle (fornecida pelo fabricante, planta de referência, Siemens/KWU) é uma réplica de escopo completo da sala de controle de Angra 2, de acordo com as especificações técnicas.

O comportamento dinâmico do simulador, sob as condições de funcionamento normal, anormal e acidentes, foi especificado na base de dados também fornecida pelo fabricante da planta.

A precisão do comportamento simulador foi continuamente testada pelo pessoal de Siemens/ KWU e experimentado no projeto, comissionamento e operação de plantas similares, durante os períodos de construção, comissionamento e operação de demonstração do simulador. Ajustes do software foram implementados durante as fases citadas.

#### **3.3.1- O SIMULADOR**

O simulador possui os seguintes equipamentos:

- Equipamento da sala de controle, que é uma réplica funcional da sala de controle de Angra 2; sistema de computador, que processa, em tempo real, os programas correspondentes aos modelos matemáticos dos sistemas simulados da planta;
- Sistema instrutor, que permite a programação, controle e monitoramento de exercícios durante o treinamento;
- Interface-sistema, que transfere os sinais entre o equipamento de sala de controle, o sistema de computador e o sistema instrutor.

O sistema de computador original era composto por 3 computadores GOULDSEL 3275, 1 computador GOULDSEL 3277 e periféricos associados. Estes 4 computadores trabalhavam em um sistema paralelo de processador quadrático, com um sistema de memória compartilhada para intercâmbio de dados comum. Linhas de interrupção externa foram usadas para sincronização em tempo real dos processadores. Esta configuração de hardware foi alterada para 2 computadores

GOULDSEL 3275 e 2 computadores GOULDSEL 3277 e posteriormente, para a configuração de 1 computador GOULDSEL 3275 e 3 computadores GOULDSEL 3277.

Devido ao aumento de problemas de manutenção de hardware, causados principalmente pela falta de peças de reposição para aqueles computadores no Brasil e a necessidade de mais poder de processamento e memória principal, a Eletronuclear decidiu adquirir um novo sistema de computador. No início de 1993, um sistema de computador ENCORE RSX - 6841D foi adquirido com a ENCORE Computer Corporation, EUA e integrado ao simulador em julho de 1993. A seleção deste sistema de computador foi apoiada pelos requisitos de compatibilidade de software e hardware com o sistema anterior, com o objetivo de reduzir significativamente o tempo de migração total. A seleção provou ser correta. E com êxito, o novo sistema foi colocado em operação no início de 1995, menos de dois anos após a sua instalação no Centro de Treinamento Avançado de Simulador.

### **3.3.2 - ESTAÇÃO DO INSTRUTOR**

A Estação do instrutor consiste: de um console móvel, que pode ser usado no estande do instrutor ou na sala de controle de simulador, e permite a inserção de exercício-controle e monitoração de parâmetros comandos de um console fixo, capaz de inserir funções como, por exemplo, o armazenamento e cancelamento de condições iniciais e exercícios programáveis, ativação de registros relacionados ao exercício, etc. Apresenta um dispositivo adicional que permite ativar um subconjunto de funções por parte do instrutor em qualquer lugar na sala de controle de comando à mão.

A Estação do instrutor permite monitoramento e gravação do comportamento dinâmico dos parâmetros simulados e ações do operador, podendo ser efetuada uma avaliação posterior do exercício de treinamento e desempenho dos formandos.

### **3.3.3 - SOFTWARE DO SIMULADOR**

Os recursos de software do simulador apresentam uma estrutura modular, na qual cada planta simulada ou sistema corresponde a um programa, e cada programa é dividido em módulos.

Os programas são chamados pelo monitor de simulação (programa principal) em uma sequência pré-definida em função do tempo de simulação do atual. Cada módulo executa cálculos específicos dependente do tempo, da seguinte forma:

- Cálculo de parâmetros físicos (fluxos, pressões, temperaturas, etc.);
- Cálculo de sinais de lógica (sinais de intertravamento, sinais de computador, etc);
- Cálculo de sinais analógicos e digitais para a sala de controle;
- Inicialização para um determinado status operacional da planta.

O software de simulação tem as seguintes características básicas:

- Linguagens de programação: FORTRAN e Assembler;
- Passo tempo (intervalo para atualizar os parâmetros simulados): 125ms;
- Tempo de ciclo (intervalo que cada módulo é processado pelo menos uma vez): 2 seg.

#### **3.3.4 - ATUALIZAÇÃO DO SIMULADOR (SOFTWARE / HARDWARE)**

Após a instalação do simulador no Brasil, o software do simulador foi continuamente modificado e atualizado, com base na disponibilidade de:

- Dados adicionais sobre os sistemas de Angra 2, que não foram completamente definidos antes;
- Projeto de mudanças no sistema da planta de Angra 2;
- Concepção e dados operacionais tecnologicamente similares das plantas alemãs cujo pessoal executou programas de reciclagem no centro de treinamento da Eletronuclear.

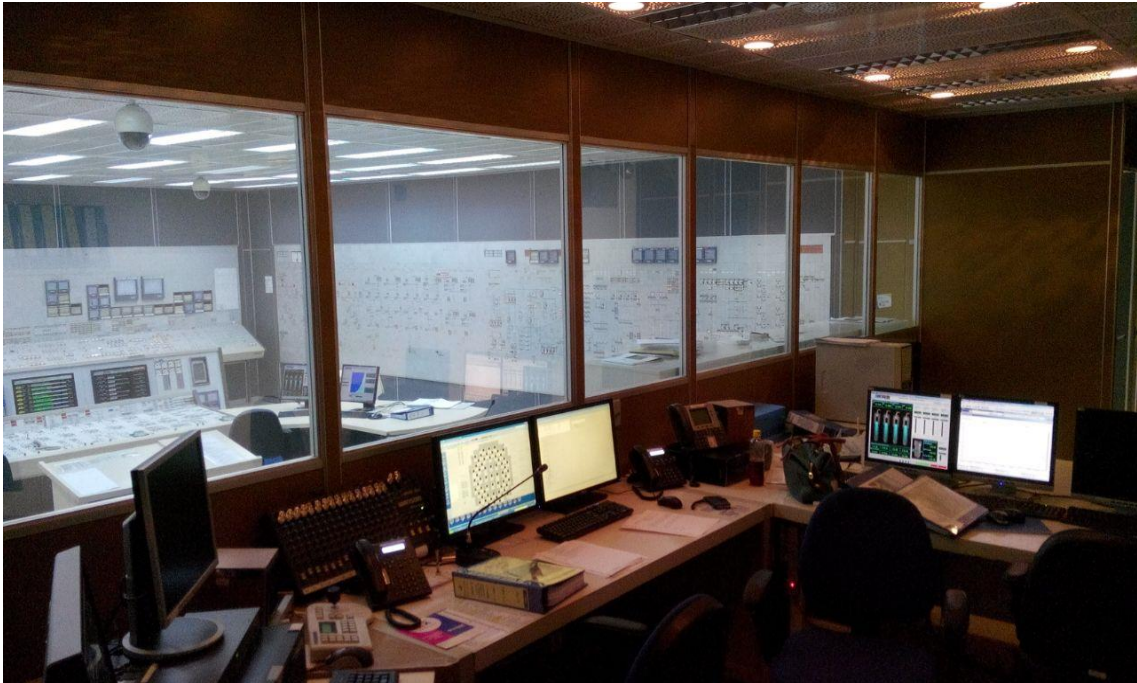


Figura 3. 1 - Sala do Instrutor do Simulador de Angra 2

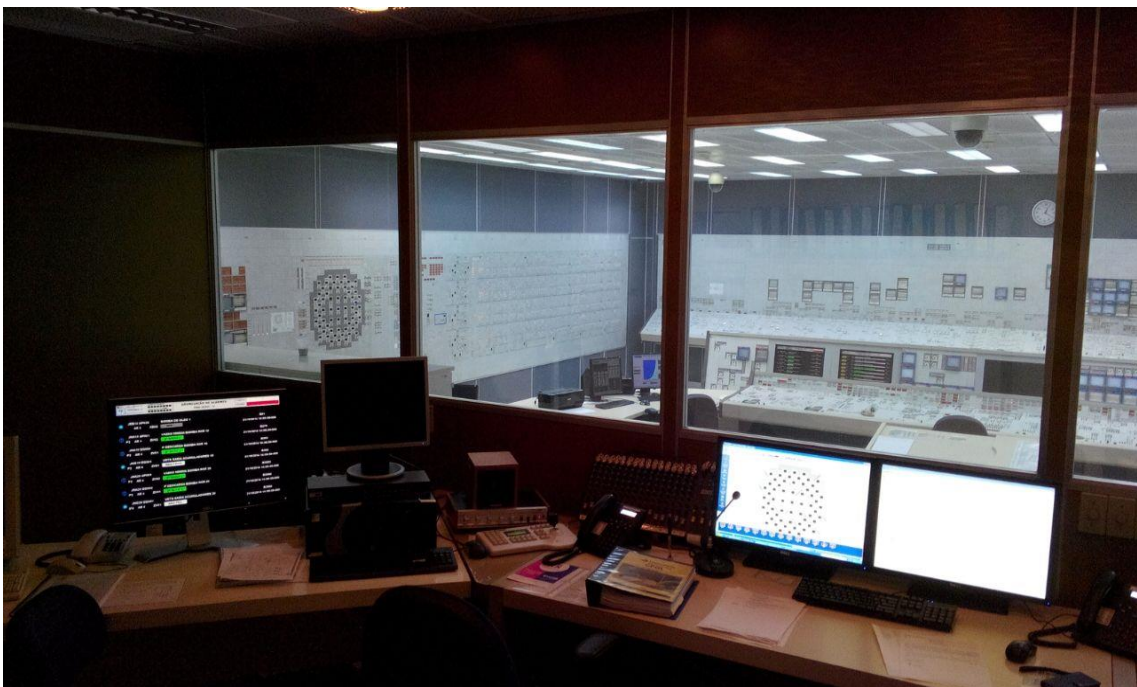


Figura 3. 2 - Sala do Instrutor do Simulador de Angra 2



Figura 3. 3 - Sala de Controle do Simulador de Angra 2



Figura 3. 4 - Sala de Controle do Simulador de Angra 2

## **CAPÍTULO IV**

### **CÓDIGO RELAP**

#### **4.1 – INTRODUÇÃO**

O código computacional RELAP 5 (The Reactor Excursion and Leak Analysis Program) foi desenvolvido pela NRC (US Nuclear Regulatory Commission) como uma ferramenta para analisar transientes operacionais e acidentes com perda de refrigerante (ZUBER,1980) em reatores PWR's e BWR's. O código modela o comportamento dissociado do sistema de refrigeração do reator e do núcleo do reator para acidentes de perda de refrigerante e transientes operacionais, tais como: transientes antecipatórios sem desligamento do reator, perda de potência externa (Blackout) e perda de fluxo de refrigeração (perda das bombas de refrigeração do reator). É utilizada uma abordagem de modelagem genérica que permite simular uma variedade de sistemas termo-hidráulicos. Os sistemas da planta secundária e de controle são incluídos para permitir uma modelagem da turbina, condensadores e sistemas de água de alimentação.

#### **4.2 – USO DO CÓDIGO RELAP**

O código termo-hidráulico avançado RELAP5/Mod3.3 tornou-se uma ferramenta usada em todo o mundo para validar com grande precisão os parâmetros relevantes em sistemas de reatores de água leve em análise de acidentes, além de ser importante também, nas análises que versam sobre modificação e/ou otimização de projetos de sistemas de segurança. Porém, existe a necessidade de se adotar o seguimento de algumas diretrizes para uso deste código (NUREG/CR-5535, 1995).

Essencialmente, o processo de construção do modelo consiste nas seguintes etapas:

1. Primeiramente, o cenário transitório deve ser avaliado do ponto de vista para se saber se o código tem a capacidade de analisar os fenômenos esperados.
2. Devem ser recolhidas informações necessárias para a construção do modelo. Esta informação é composta de especificações de geometria do sistema, condições iniciais e as condições de contorno.

3. A nodalização resultante do processo deve ser revisada por uma comissão que irá rever os importantes fenômenos que ocorrem durante o transitório e determinar se o modelo e abordagem de análise planejada está adequada para avaliar o comportamento do transiente.
4. O analista deve garantir que a condição inicial do modelo é representativa da condição real.
5. O cálculo do transiente é executado e analisado. Durante esta fase da análise do processo, o analista deve assegurar que os resultados do código são representativos do transiente. Resultados não físicos causados por nodalização errônea e deficiências do código devem ser identificados e corrigidos.

O processo acima deve ser usado para se realizar um código de cálculo de avaliação ou um código de cálculo de aplicação, ou seja, avaliando o código comparando o cálculo para um conjunto de dados ou aplicando o código para prever o comportamento de um sistema termo-hidráulico (IAEA, 2006).

Enquanto o código RELAP ainda goza de uso generalizado na comunidade nuclear, cresce de forma acentuada o uso do código TRACE. O moderno código termohidráulico TRACE (The TRAC/RELAP Advanced Computacional Engine) foi desenvolvido pela NRC para consolidar e estender as capacidades de 3 (três) códigos de segurança herdados da NRC: TRAC-P, TRAC-B e RELAP. É capaz de analisar LOCA's (grandes e pequenos) e transientes operacionais tanto nos reatores PWR's quanto nos BWR's. Atua nos fenômenos termohidráulicos com até 3 dimensões.

## CAPÍTULO V

### ESTUDO DO ACIDENTE COM PERDA DE REFRIGERANTE – ESTUDO DE CASO

#### 5.1 – INTRODUÇÃO

Este capítulo propõe o estudo de um acidente com perda de refrigerante (LOCA) com uma área de quebra de 160 cm<sup>2</sup> na perna fria do circuito 20 do sistema de refrigeração do reator PWR da Usina Nuclear de Angra 2 (1350 MWe). Este estudo contempla duas análises:

- Através do código computacional RELAP;
- Através do simulador de escopo completo da Usina de Angra 2.

Admitiu-se a ocorrência simultânea da perda do suprimento externo de energia elétrica (Blackout) e que a disponibilidade do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo atendeu a Tabela 5.1.

Tabela 5. 1 – Injeção pelo SREN para o LOCA – 160 cm<sup>2</sup>

Componentes SREN	Injeção							
	Circuito 10		Circuito 20		Circuito 30		Circuito 40	
	Quente	Fria	Quente	Fria	Quente	Fria	Quente	Fria
Bombas de Injeção Alta Pressão	1	-	1	-	F	-	R	-
Acumuladores	1	1	1	1	1	1	1	1
Bombas de Remoção de calor Residual	1		1		F		R	

Legenda:

C – perna fria

F – falha simples no gerador a diesel

H – perna quente

R – gerador a diesel em manutenção

Além disso, o reator operava em condição estacionária, a 100% de potência. A Tabela 5.2 mostra os valores nominais adotados para as condições iniciais desse citado acidente com perda de refrigerante.



Tabela 5. 2 – Condições Iniciais da Usina de Angra 2

PARÂMETRO	UNIDADE	NOMINAL
Potência térmica	MW	3765
Temp. na saída do núcleo	°C	327,2
Temp. na entrada do núcleo	°C	290,3
Diferença de temp. no núcleo	°C	36,9
Vazão de refrigerante no núcleo	kg/s	17725,0
Vazão de desvio do núcleo	kg/s	848,0
Vazão de desvio PQ-PF	kg/s	189,6
Vazão de desvio cabeça vaso	kg/s	93,4
Pressão de vapor na saída do GV	bar	62,9
Temp. da água de alimentação	°C	221,0
Vazão mássica de água alimentação	kg/s	544,7
Vazão mássica de vapor principal	kg/s	544,7
Nível Do GV	m	12,2
Energia térmica transferida	MW	1002,2
Pressão no PZR	bar	158
Nível do PZR	m	8
Pressão na perna quente	bar	158
Vazão mássica do circuito	kg/s	4714,0

## 5.2 – LOCA ATRAVÉS DO CÓDIGO COMPUTACIONAL RELAP

### 5.2.1 – Introdução

A simulação utilizada como comparação neste trabalho apresenta a evolução de uma nodalização da usina de potência nuclear Angra 2 que foi divulgada na Seção Técnica Especial e apresentada no XIII ENFIR/2002, intitulado SIMULAÇÃO DE ANGRA 2 COM O CÓDIGO RELAP5/MOD3.2.2 GAMMA (BORGES et al, 2002).

A simulação do acidente apresentada neste trabalho foi baseada em uma nodalização contendo os componentes descritos na Tabela 5.3 e visualizados na Figura 5.1. Esta nodalização representa todo o sistema primário da usina e parte do sistema secundário tendo como condições de contorno, no lado secundário, as válvulas de alívio e de segurança na saída de vapor e as válvulas de admissão de água de alimentação principal e de emergência.

O Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) foi simulado com suas principais características e foi acrescentado à nodalização para a simulação do acidente com perda de refrigerante. Esta nodalização do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo consiste de 8 (oito) acumuladores que injetam água nas pernas quentes e frias, de 4 (quatro) bombas de injeção de alta pressão, que injetam água nas pernas quentes, de 4 (quatro) bombas de injeção de baixa pressão, que injetam água nas pernas quentes e frias e de 4 (quatro) tanques de armazenagem de água borada.

Mais recentemente, a NRC desenvolveu o código TRACE (The TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) que trata-se de um moderno código termohidráulico projetado para consolidar e estender a capacidade de outros códigos.

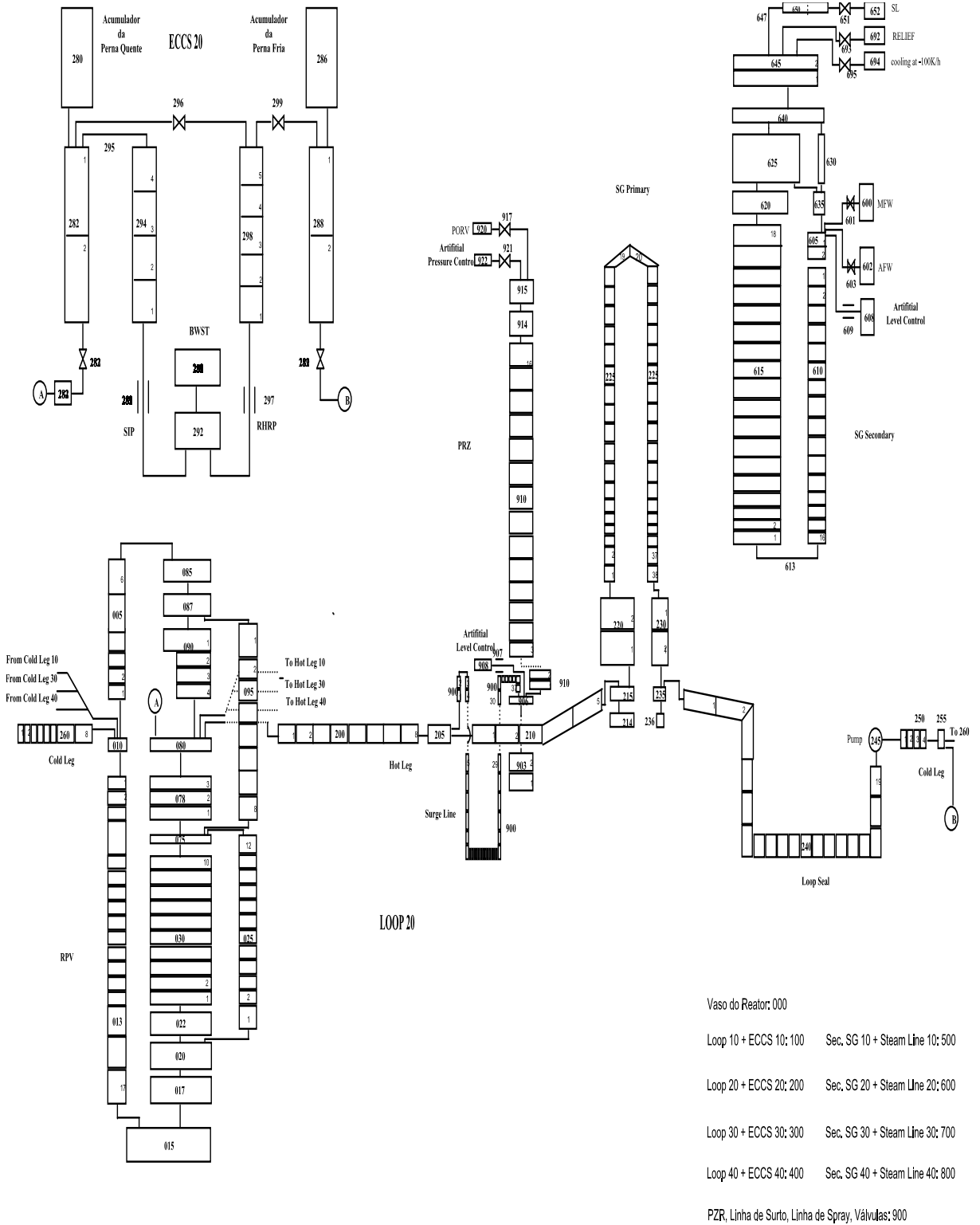


Figura 5. 1 - Nodalização de Angra 2

Tabela 5. 3 – Nodalização de Angra 2: Correlação do Código e as Zonas Hidráulicas

Trecho da Planta	Região Hidráulica		Nº do Componente	Tipo do Componente (nº de nodos)
Vaso de Pressão do Reator	Cabeça do Vaso / Pleno Superior	Desvio de Vazão Sup.	005	Pipe (6)
		PS Inferior	078	Pipe (3)
		PS Médio	080	Branch
		CV Superior	085	Branch
		CV Médio	087	Branch
		CV Inf./ PS Sup.	090	Pipe (4)
		Desvio da Cab. do Vaso	095	Annulus (8)
	Canal Anular de Descida	Entrada	010	Branch
		Canal de Desc. Vaso	013	Annulus (17)
	Núcleo	Fundo do Núcleo	022	Branch
		Desvio do Núcleo	025	Annulus (12)
		Núcleo Ativo	030	Pipe (10)
		Topo do Núcleo	075	Branch
	Pleno Inferior		015	Branch
			017	Branch
		020	Branch	
Circuito 20 (10/30/40)	Perna Quente	VPR-PZR	200 (100/300/400)	Pipe (8)
		Conexão PZR	205 (105/305/405)	Branch
		PZR-GV	210 (110/310/410)	Pipe (5)
	Perna Fria	GV-BRR	240 (140/340/440)	Pipe (19)
		BRR	245 (145/345/445)	Pump
		BRR-VPR	250 (150/350/450)	Pipe (4)
			255 (155/355/455)	Branch
			260 (160/360/460)	Pipe (8)
	Pressurizador (Circuito 20)	Linha de Surto	900	Pipe (37)
		Vaso de Pressão do Pressurizador	903	Pipe (2)
			906	Branch
			910	Pipe (16)
			914	Branch
			915	Branch
		Linha de Alívio	917	Valve
920	Tmdpvol			
Lado Primário GV 20 (10/30/40)	Câmara de Entrada	214 (114/314/414)	Snglvol	
		215 (115/315/415)	Branch	
		220 (120/320/420)	Pipe (2)	
	Tubos em U	225 (125/325/425)	Pipe (38)	
	Câmara d Saída	230 (130/330/430)	Pipe (2)	
		235 (135/335/435)	Branch	
236 (136/336/436)		Snglvol		

Tabela 5. 3 – Nodalização de Angra 2: Correlação do Código e as Zonas Hidráulicas (Continuação)

Trecho da Planta	Região Hidráulica		Nº do Componente	Tipo do Componente (nº de nodos)
Lado Secundário do GV 20 (10/30/40)	AAP	Tanque	600 (500/700/800)	Tmdpvol
		Válvula	601 (501/701/801)	Valve
	AAE	Tanque	602 (502/702/802)	Tmdpvol
		Válvula	603 (503/703/803)	Valve
	Entrada de AA		605 (505/705/805)	Pipe (2)
	Canal de Descida do GV		610 (510/710/810)	Annulus (16)
	Região dos Tubos U		615 (515/715/815)	Pipe (18)
	Entrada do Separador		620 (520/720/820)	Branch
	Separador		625 (525/725/825)	Separatr
	Extração	1ª Saída	630 (530/730/830)	Annulus (1)
		2ª Saída	635 (535/735/835)	Branch
	Domo de Vapor		640 (540/740/840)	Branch
			645 (545/745/845)	Pipe (2)
	Linha de Vapor	Linha	650 (550/750/850)	Pipe (2)
		Válvula	651 (551/751/851)	Valve
		Entrada-Turbina	652 (552/752/852)	Tmdpvol
	Linha de Alívio	Tanque	692 (592/792/892)	Tmdpvol
		Válvula	693 (593/793/893)	Valve
Resfriamento a 100 K/h	Tanque	694 (594/794/894)	Tmdpvol	
	Válvula	695 (595/795/895)	Valve	
SREN 20 (10/30/40)	Injeção na Perna Quente	Acumulador	280 (180/380/480)	Accum
		Linha de Injeção	282 (182/382/482)	Pipe (2)
		Válvula	283 (183/383/483)	Valve
		Injeção no PS	284 (184/384/484)	Branch
	Injeção na Perna Fria	Acumulador	286 (186/386/486)	Accum
		Linha de Injeção	288 (188/388/488)	Pipe (2)
		Válvula	289 (189/389/489)	Valve
	Armazenagem de Água Borada	Tanque	290 (190/390/490)	Tmdpvol
		Saída	292 (192/392/492)	Branch
	Injeção à Alta Pressão	Bomba	293 (193/393/493)	Pump
		Linha de SIP	294 (194/394/494)	Pipe (4)
	Injeção à Baixa Pressão	Válvula - PQ	296 (196/396/496)	Valve
		Bomba	297 (197/397/497)	Pump
		Linha de RHRP	298 (198/398/498)	Pipe (5)
Válvula - PF		299 (199/399/499)	Valve	
Simulação do Transiente	Válvula para Simular Ruptura		026	Valve
	Contenção		028	Tmdpvol

**Legenda:**

AA – Água de Alimentação

AAP – Água d Alimentação Principal

AAE – Água de Alimentação de Emergência

SIP – Bomba de Injeção de Alta Pressão

BRR – Bomba de Refrigeração do Reator

PQ/PF – Perna Quente /Perna Fria

PZR - Pressurizador

TAAB – Tanque de Armazenamento de Água Borada

VPR – Vaso de Pressão do Reator

PS – Pleno Superior

CV – Cabeça do Vaso

RHRP – Bomba de remoção de calor residual

Esta nodalização representa todo o sistema primário da usina (sendo o reator representado por um canal hidro-dinâmico e quatro estruturas de geração de calor) e parte do sistema secundário tendo como condições de contorno, no lado secundário, as válvulas de alívio e de segurança na saída de vapor e as válvulas de admissão de água de alimentação principal e de emergência.

A nodalização do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) está representada pela Figura 5.2, consistindo de 8 acumuladores que injetam água nas pernas quentes e frias, de 4 bombas de injeção de alta pressão, que injetam água nas pernas quentes, de 4 bombas de injeção de baixa pressão, que injetam água nas pernas quentes e frias, e dos 4 tanques de armazenagem de água borada.

Adicionalmente, foi representado todo o sistema de proteção do reator através da implementação da lógica de atuação, descrita no RFAS/A2.

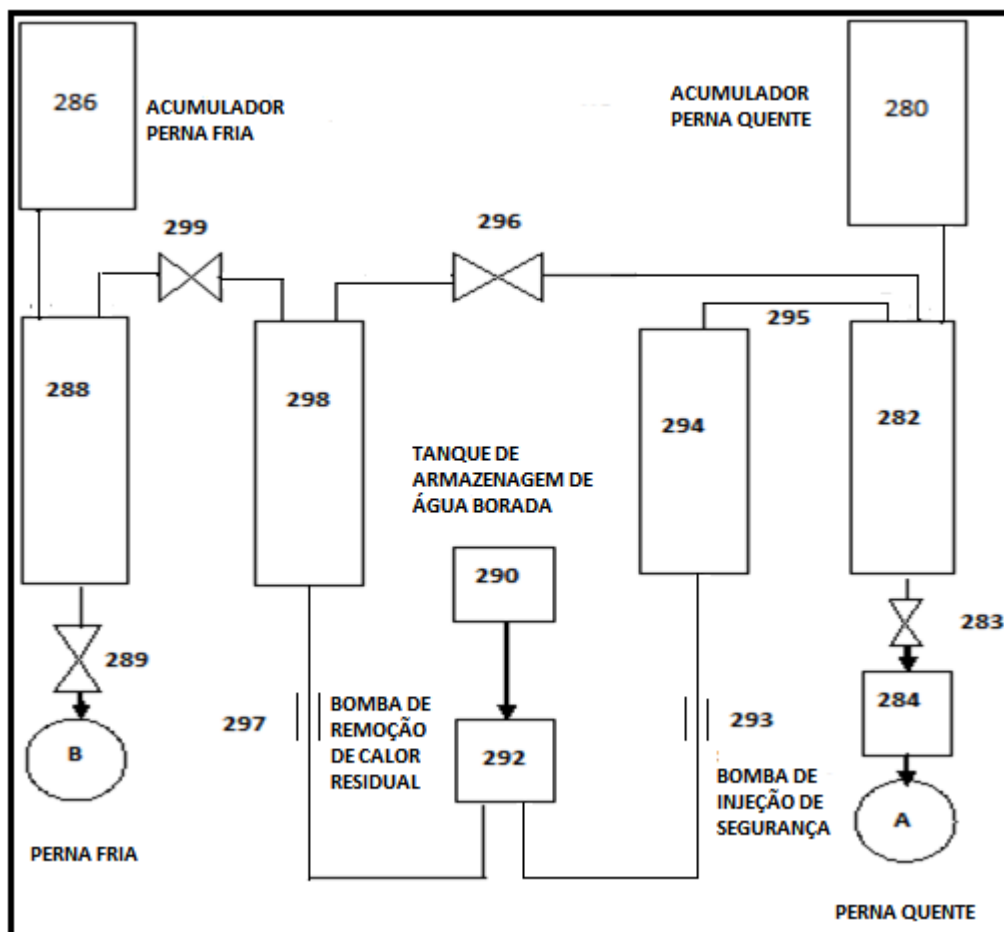


Figura 5. 2 - Modelagem do SREN

### 5.2.2 – Acidente com Perda de Refrigerante – 160 cm<sup>2</sup>

De forma geral, a simulação de acidentes por perda de refrigerante no circuito primário visa verificar o desempenho do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) e a existência de transição confiável e segura da fase de injeção de segurança de alta pressão e de injeção do acumulador para a fase de remoção de calor residual (injeção de baixa pressão). Além disso, são adotados critérios de falha e reparo para componentes do SREN, de modo a verificar conservativamente o funcionamento do sistema em desempenhar sua função, como prevista pelo projeto, para preservar a integridade do núcleo e garantir seu resfriamento.

Este acidente postulado considera uma ruptura de 160 cm<sup>2</sup>, na perna fria do circuito 20, com o reator operando em condição estacionária, a 100% de potência (Aronne, 2002). Admitiu-se, ainda, que ocorreu simultaneamente o mau funcionamento de Perda do Suprimento Externo de Energia Elétrica e que a disponibilidade do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) não era plena.

Basicamente, as condições iniciais e de contorno adotadas na simulação do acidente aqui descrito seguem aquelas especificadas no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 (RFAS/A2). Estas condições são gerais para todos os casos de LOCA do RFAS/A2. O sistema de proteção do reator e o SREN estão com suas lógicas de atuação incorporadas aos dados de entrada da nodalização:

- Reator operando a 100% de potência;
- Núcleo do reator na condição de início de ciclo, para o ciclo de equilíbrio (i.e. 6 dias de equilíbrio com operação a plena potência e queima de 0,2MWd/kg);
- Perfil axial da potência do tipo “top skewed” (potência maior no topo);
- Calor de decaimento seguindo a Tabela ANS79-1, com um fator multiplicativo de 1,08;
- Sinal de desligamento (RESA) do reator: conservativamente considerado o segundo sinal de desligamento, desprezando-se o 1º sinal;
- Reatividade de “scram” (para desligamento do reator): reatividade equivalente de todas as barras com exceção da barra mais reativa; adicionalmente está sendo considerado um atraso de 0,2 s para início da queda das barras e 2s de tempo de queda das barras;

- Assumida a condição de indisponibilidade do sistema de potência externa, ocorrendo no mesmo instante do desligamento do reator e do isolamento da turbina;
- Consideração do critério de falha do Gerador Diesel do circuito 30 e reparo para o Gerador Diesel do circuito 40, o que provoca a indisponibilidade das bombas de injeção de alta pressão e de remoção de calor residual do SREN conectado a estes circuitos, além dos acumuladores.
- Desligamento (“coastdown”) das bombas de refrigeração do reator concomitante com a perda de potência externa;
- Considerando o resfriamento do secundário a uma taxa de 100K/h, quando a pressão do primário ( $P_{RCS}$ ) < 131bar e a contenção ( $P_{cont}$ ) > 30mbar;
- Critério de atuação do sinal de SREN: 2 de 3 sinais:
  - $P_{cont} > 30\text{mbar}$
  - $P_{RCS} < 109\text{bar}$
  - Nível do Pressurizador ( $L_{PZR}$ ) < 2,28m
- Critério para partida da bomba de injeção de alta pressão (SIP):
  - Critério do SREN atingido
  - + 32s de atraso devido a indisponibilidade de potência externa
  - +5s de atraso para a partida da bomba
- Critério para partida da bomba de remoção de calor residual (RHRP):
  - $P_{RCS} < 9\text{bar}$
  - + 37s de atraso devido a indisponibilidade de potência externa
  - +5s de atraso para a partida da bomba
- Critério para a injeção de água de alimentação de emergência
  - Nível do gerador de vapor ( $L_{GV}$ ) < 5m

### 5.2.3 – Esquema de Modelagem

À modelagem básica da usina foram acrescentados mais um volume de controle (contenção) e mais uma válvula do tipo “trip” (para simular a ruptura), como ilustrado na Figura 5.3. A contenção foi representada por um volume dependente do tempo nos dados de entrada do RELAP5 com volume igual ao volume livre da contenção, mas desconsiderando as subdivisões internas. Também não foram consideradas



estruturas de calor internas (ou mesmo da envoltória) da contenção para absorção de calor proveniente da energia liberada do sistema primário através da ruptura bem como de mecanismos de remoção de calor internos à contenção.

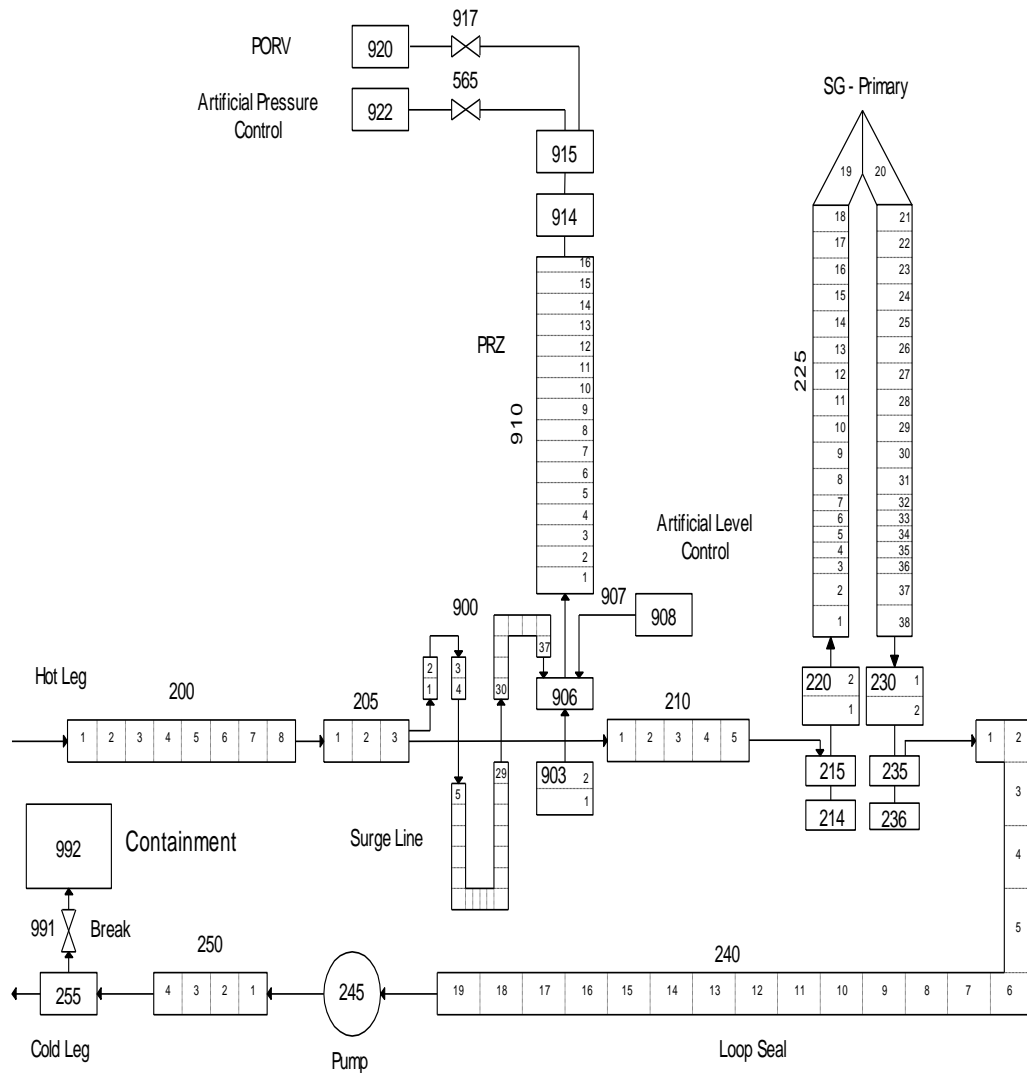


Figura 5.3 - Modelagem da ruptura do circuito 20

## **5.3 - LOCA ATRAVÉS DO SIMULADOR DE ANGRA 2**

### **5.3.1 – Estudo de caso**

Foi gerado um acidente com perda de refrigerante no simulador de escopo completo de Angra 2 no dia 13/06/2014, com início às 22:53 hs e término da simulação às 23:50 hs, sendo após gerada a lista de alarmes do referido acidente.

Devido ao fato do simulador estar sendo muito utilizado, pois se apresenta em andamento, além do retreinamento dos operadores licenciáveis de Angra 2, o treinamento dos novos operadores de Angra 3, foi de extrema dificuldade a permissão para utilização do simulador para execução dessa tarefa.

Outra dificuldade encontrada foi minha atuação simultânea nos painéis da sala de controle. Foram necessárias algumas atuações manuais tanto no painel primário (reator) quanto no painel secundário (turbina). Isto contemplou desde a verificação de partida de equipamentos a até atuações manuais em equipamentos e válvulas.

### **5.3.2 – LOCA 160 cm<sup>2</sup>**

Este acidente postulado considera uma ruptura de 160 cm<sup>2</sup>, na perna fria do circuito 20, com o reator operando a 100% de potência.

Admitiu-se a ocorrência concomitante da perda de potência externa (Blackout) e que a disponibilidade do sistema de refrigeração de emergência do núcleo atendeu a Tabela 5.1.

### **5.3.3 – Condições Iniciais do Evento**

A Tabela 5.2 mostrada anteriormente indica os valores nominais adotados no simulador para as condições iniciais para o acidente especificado, de acordo com o RFAS/A2.

## CAPÍTULO VI

### ANÁLISE DOS RESULTADOS, CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES E SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS

#### 6.1 – GRÁFICOS DOS RESULTADOS

Os resultados, expressos em gráficos, das principais variáveis que caracterizam o acidente simulado, são mostrados a seguir:

##### 6.1.1 – Pressão do Circuito Primário (Loop 10)

###### a) RELAP

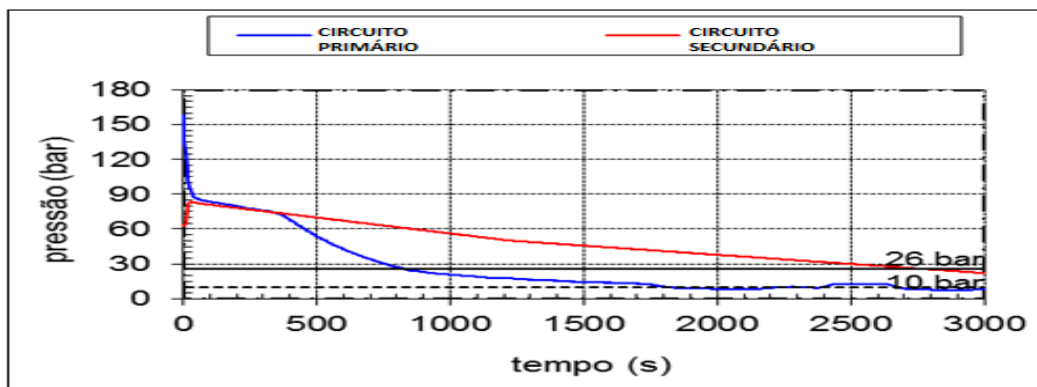


Figura 6. 1 - Pressão do circuito primário – Loop 10 (BORGES et al, 2002)

###### b) Simulador

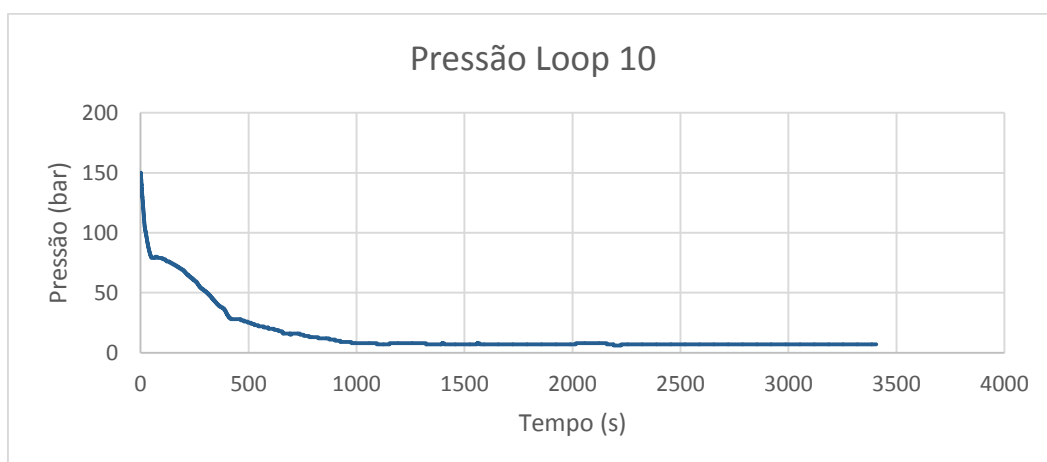


Figura 6. 2 - Pressão do circuito primário – Loop 10

### 6.1.2 - Pressão do Circuito Primário (Loop 20)

#### a) RELAP

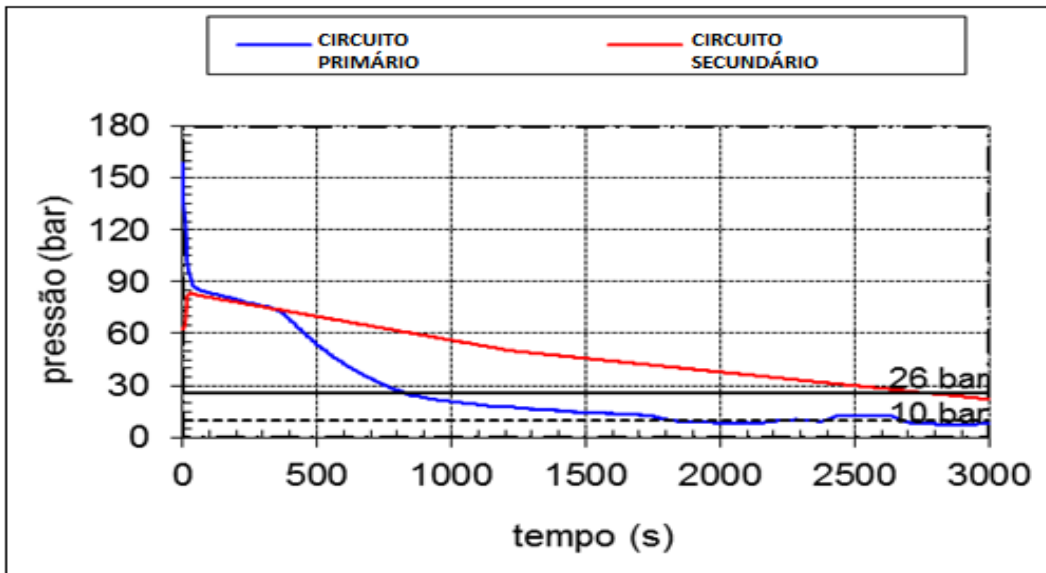


Figura 6. 3 - Pressão do circuito primário – Loop 20 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

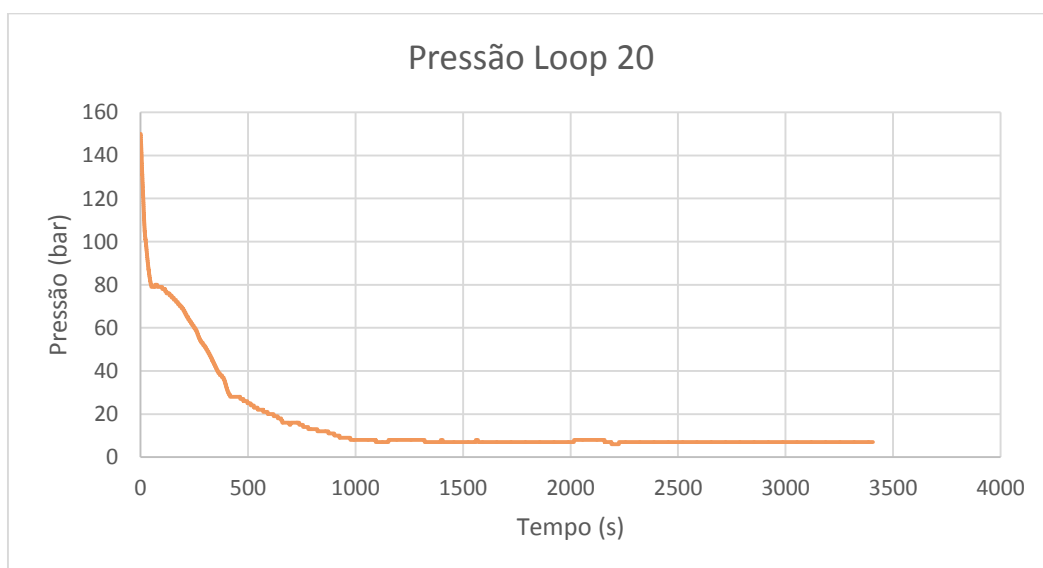


Figura 6. 4 - Pressão do circuito primário – Loop 20

### 6.1.3 – Pressão no Circuito Secundário (Loop 10)

#### a) RELAP

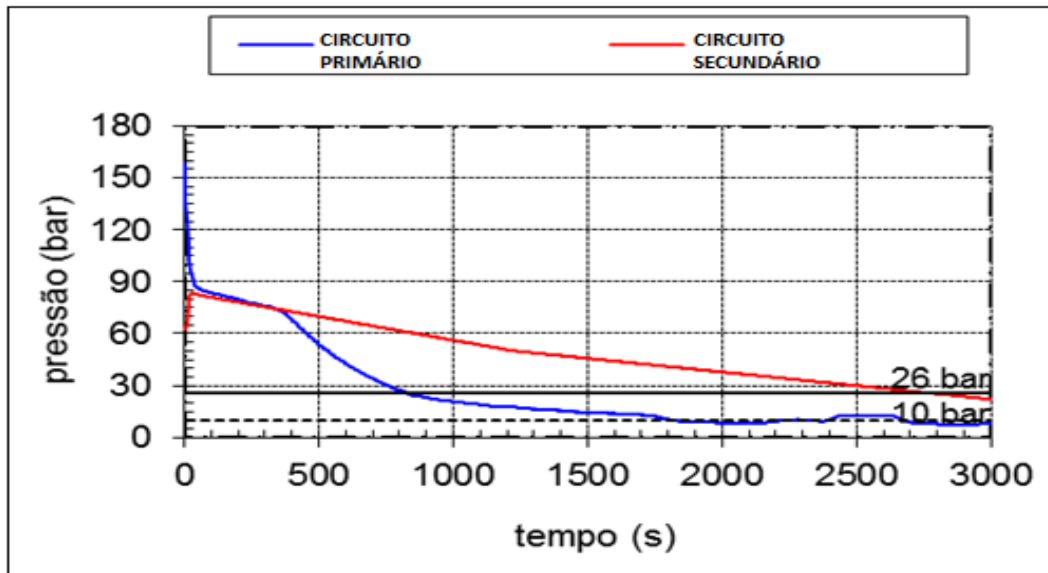


Figura 6. 5 – Pressão do circuito secundário – Loop 10 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

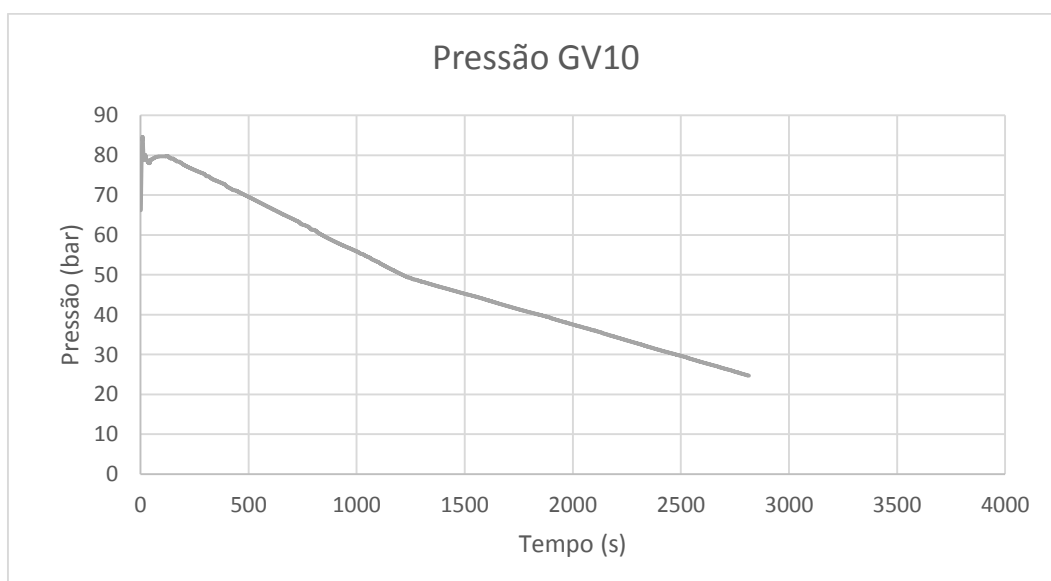


Figura 6. 6 – Pressão do circuito secundário – Loop 10

### 6.1.4 - Pressão no Circuito Secundário (Loop 20)

#### a) RELAP

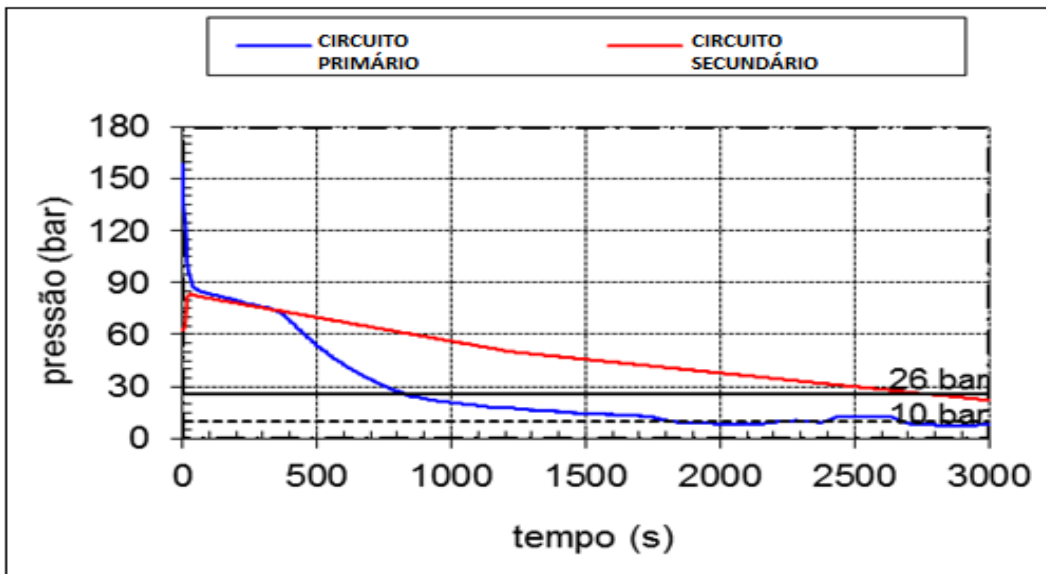


Figura 6. 7 – Pressão do circuito secundário – Loop 20 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

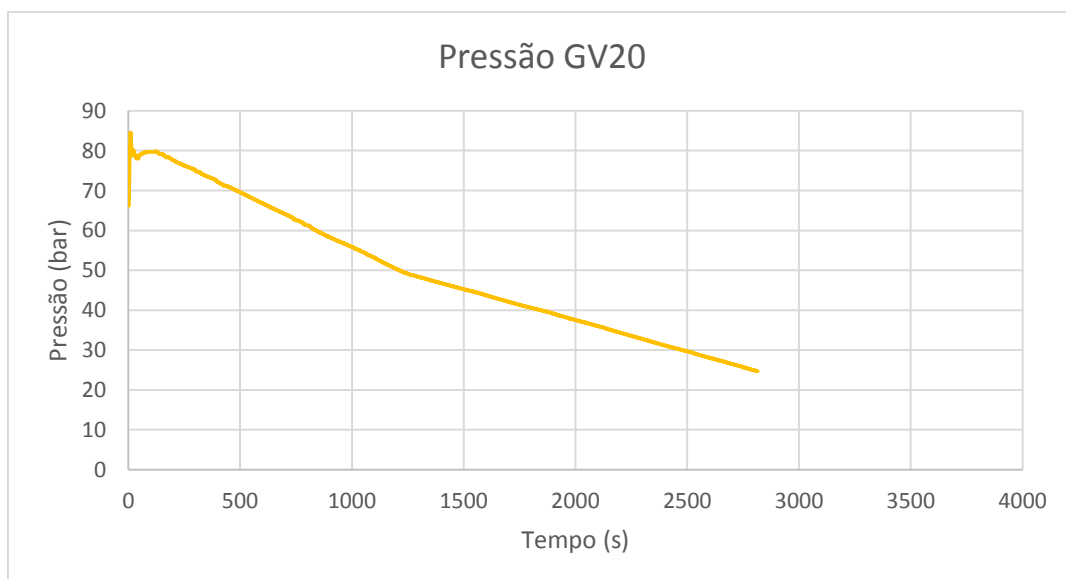


Figura 6. 8 – Pressão do circuito secundário – Loop 20

### 6.1.5 – Injeção do SREN de Alta Pressão (Loop 10)

#### a) RELAP

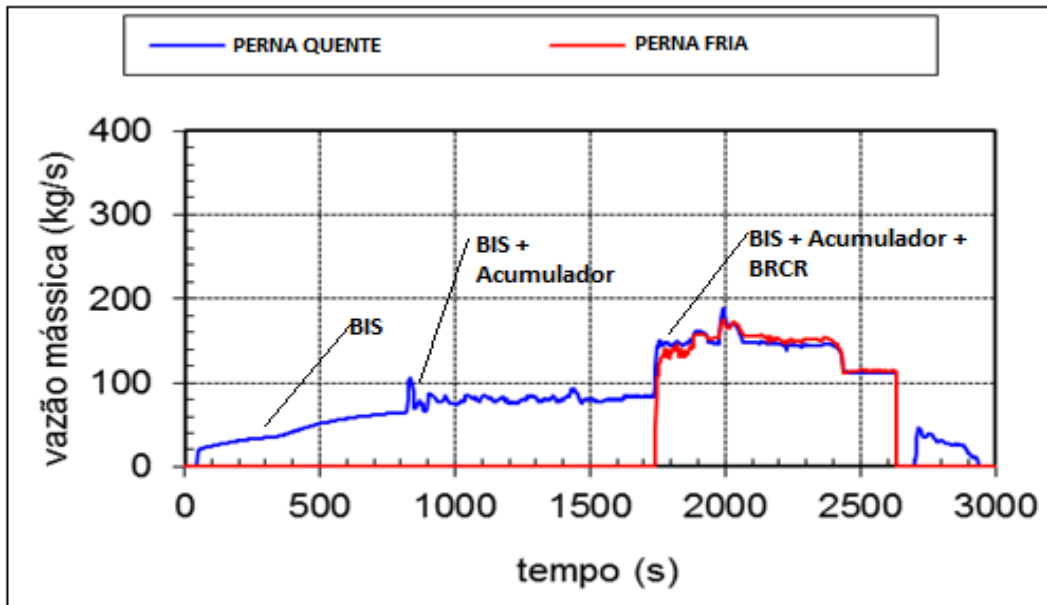


Figura 6. 9 – Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 10 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

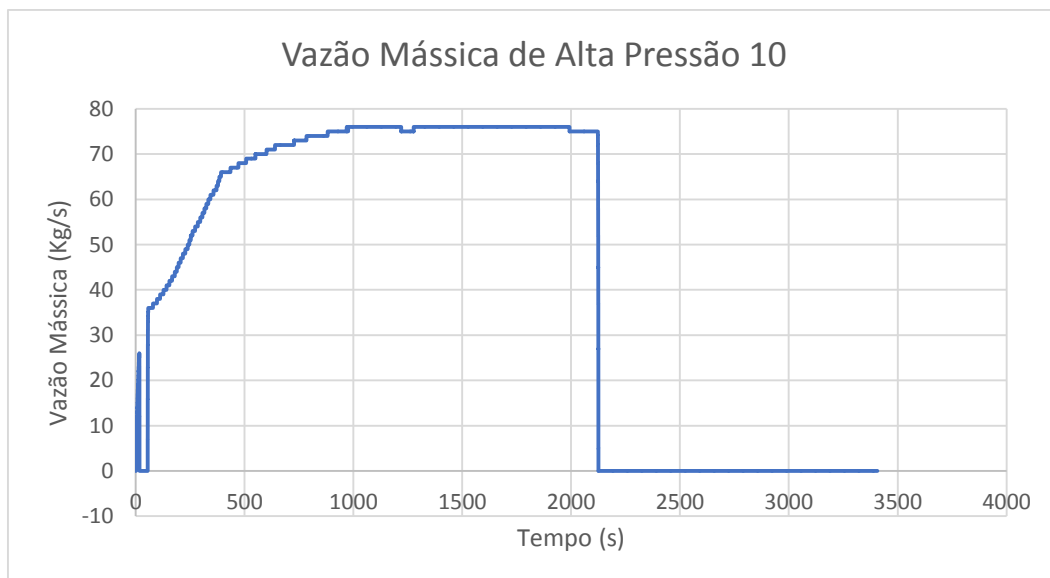


Figura 6. 10 – Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 10

### 6.1.6 – Injeção do SREN de Alta Pressão (Loop 20)

#### a) RELAP

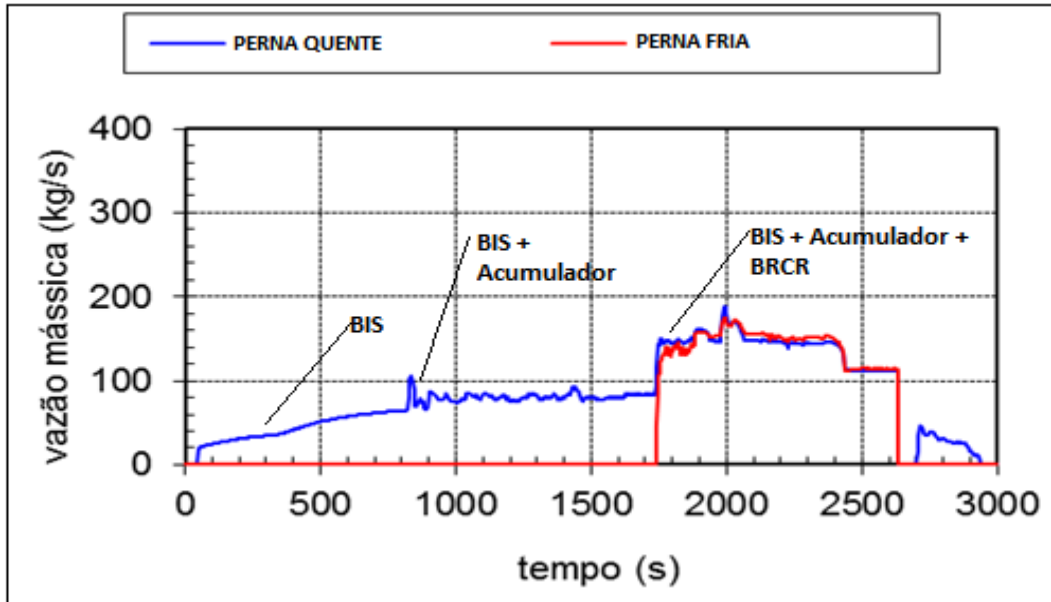


Figura 6. 11 – Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 20 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

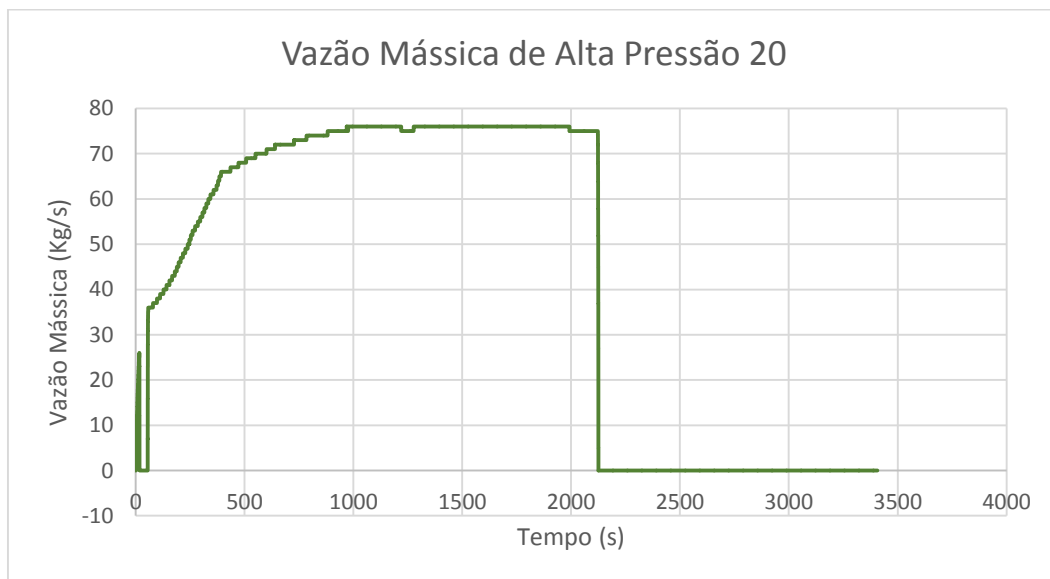


Figura 6. 12 – Injeção do SREN de Alta Pressão – Loop 20



### 6.1.7 – Injeção do SREN dos Acumuladores (Loop 10)

Devido a não disponibilidade de instrumentação específica de vazão mássica (kg/s) para os referidos acumuladores, adotou-se como forma de comparação o nível dos acumuladores (m), por se tratar do parâmetro que melhor reflete o comportamento dos acumuladores, durante o acidente estudado.

#### RELAP

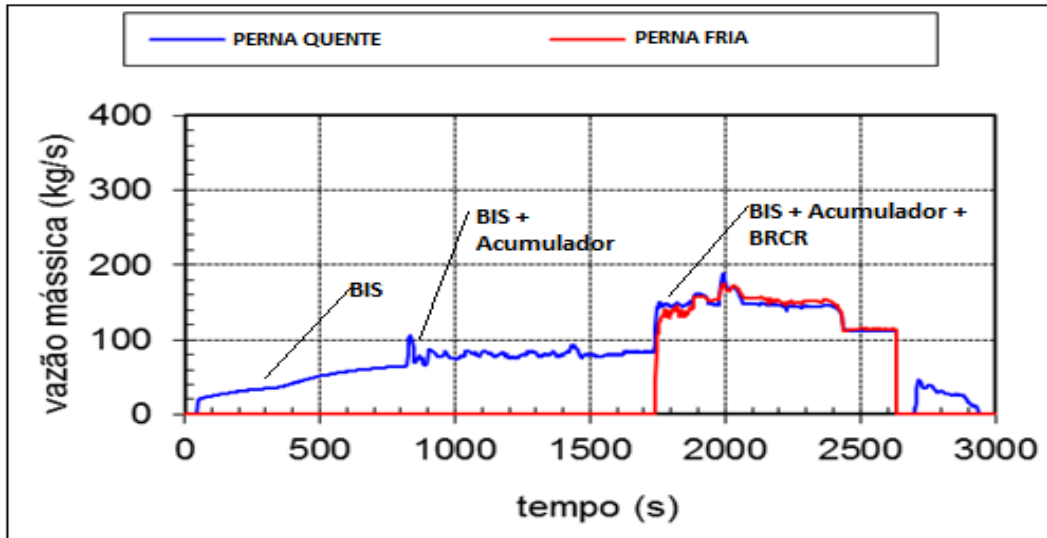


Figura 6. 13 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 10 (BORGES et al, 2002)

#### a) Simulador

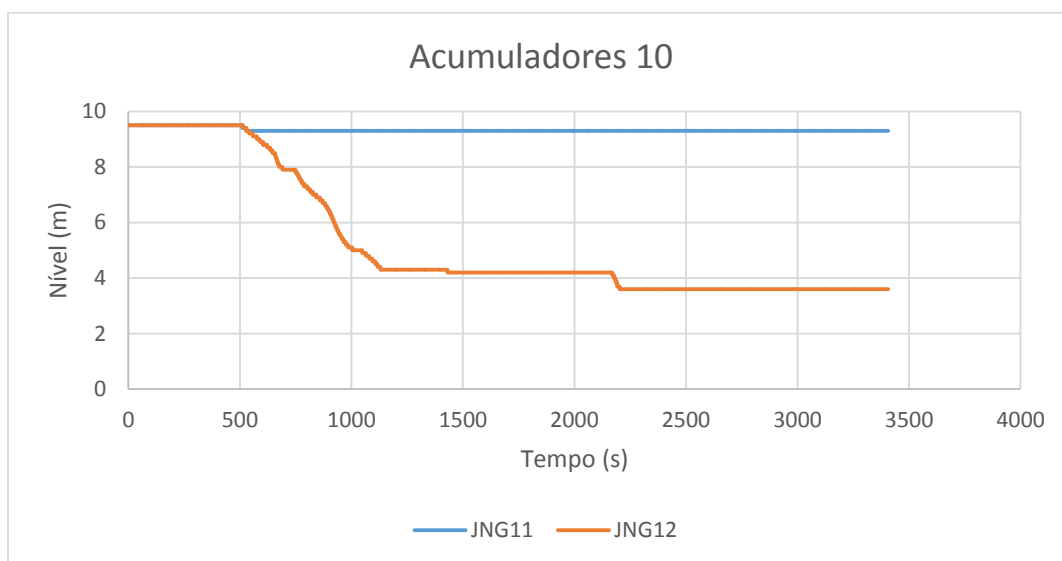


Figura 6. 14 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 10

### 6.1.8 – Injeção do SREN dos Acumuladores (Loop 20)

Devido a não existência de instrumentação específica de vazão mássica (kg/s) para os referidos acumuladores, adotou-se como forma de comparação o nível dos acumuladores (m), por se tratar do parâmetro que melhor reflete o comportamento desses acumuladores, durante o acidente estudado.

#### a) RELAP

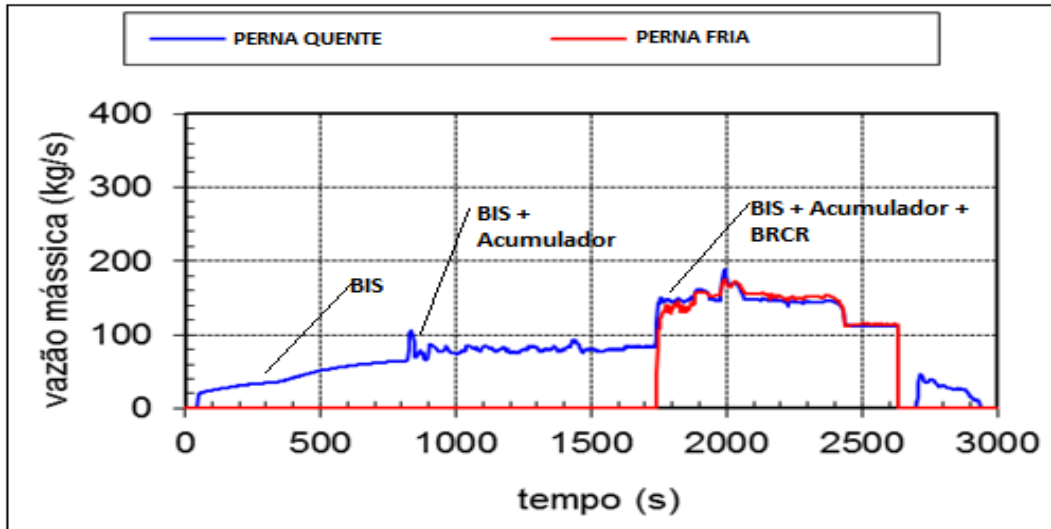


Figura 6. 15 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 20 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

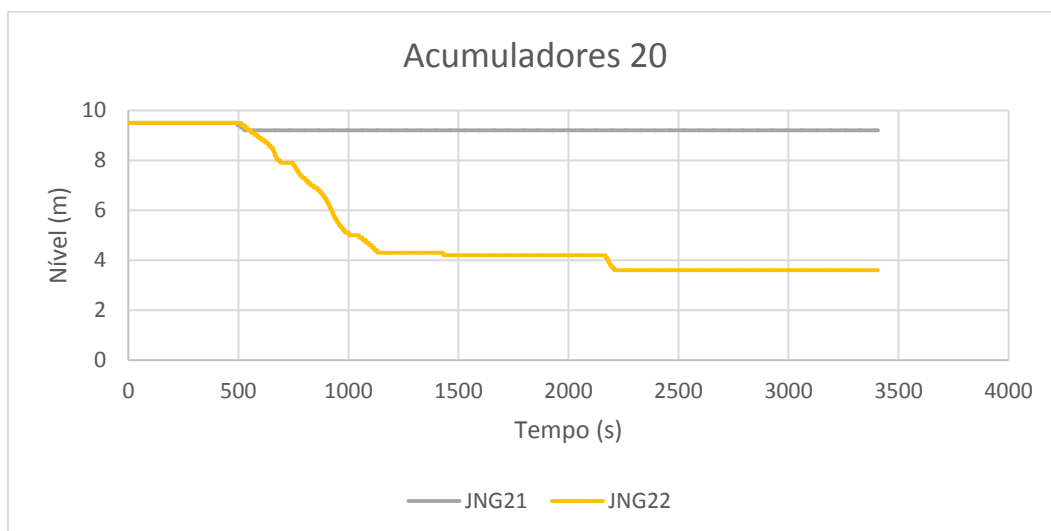


Figura 6. 16 – Injeção do SREN de Acumuladores – Loop 20

### 6.1.9 – Injeção do SREN de Baixa Pressão (Loop 10)

#### a) RELAP

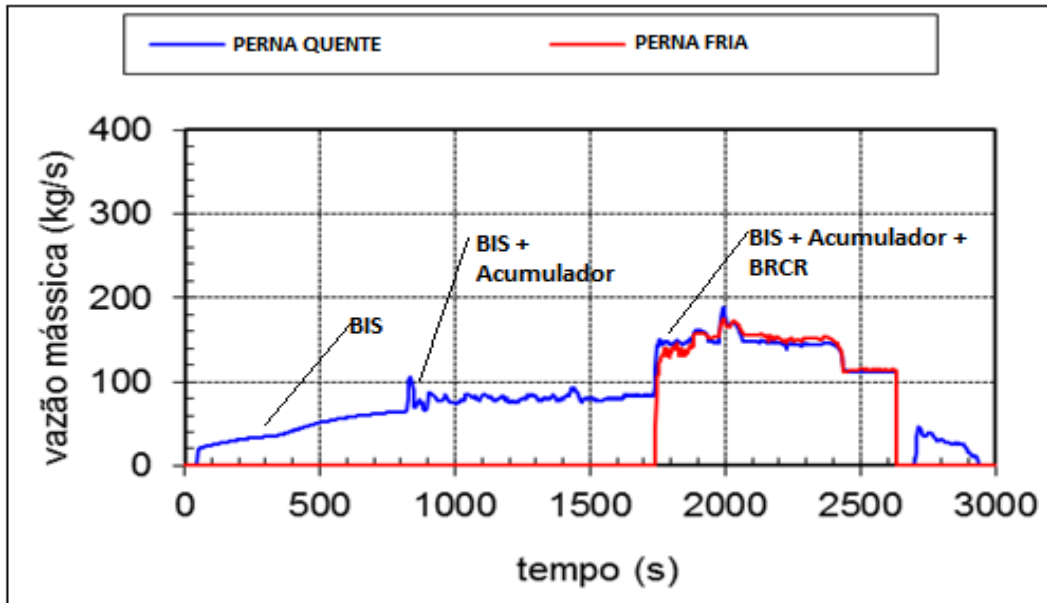


Figura 6. 17 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 10 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

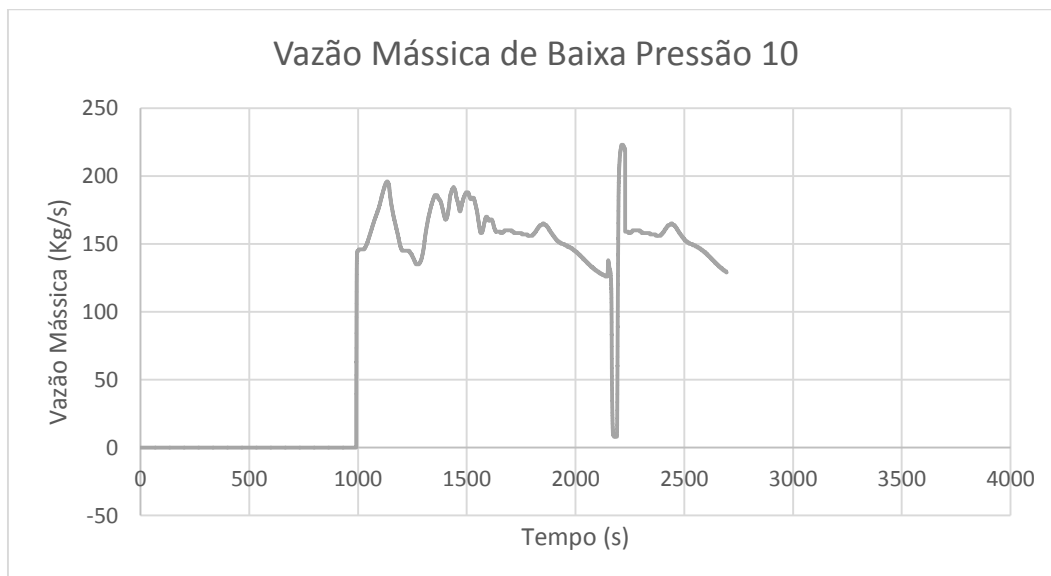


Figura 6. 18 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 10

### 6.1.10 – Injeção do SREN de Baixa Pressão (Loop 20)

#### a) RELAP

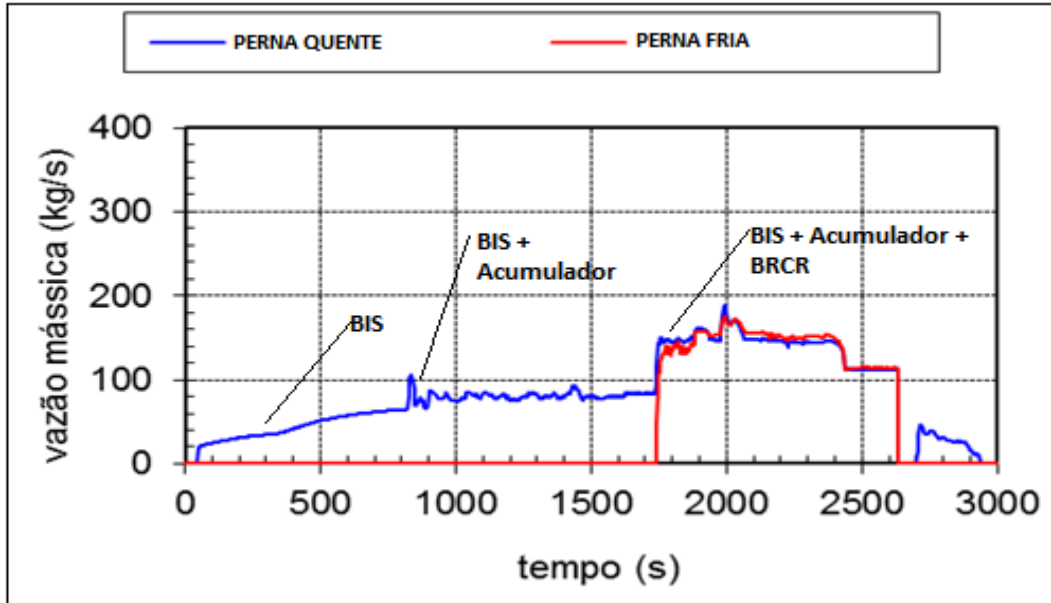


Figura 6. 19 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 20 (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

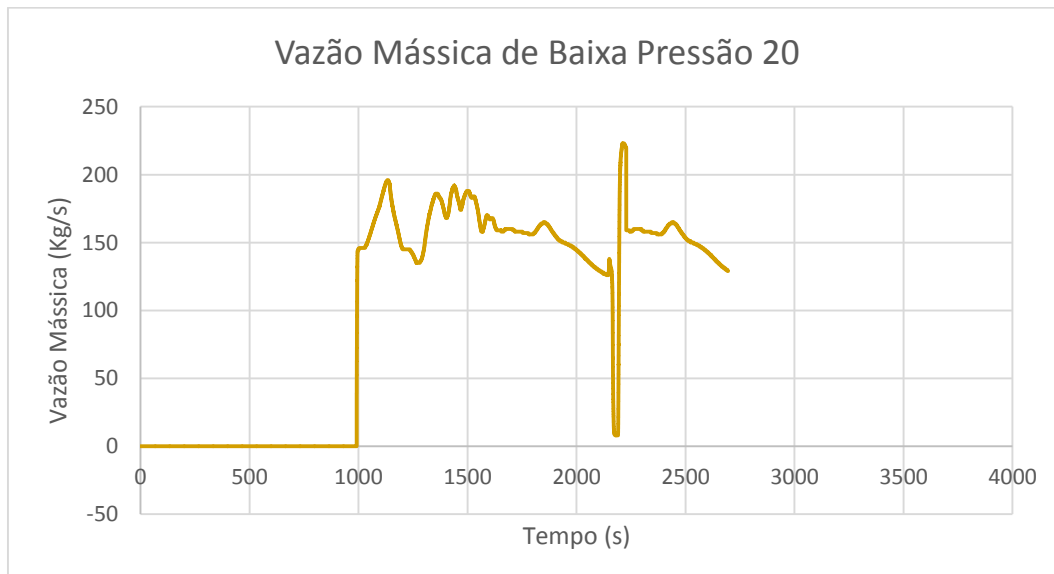


Figura 6. 20 – Injeção do SREN de Baixa Pressão – Loop 20

### 6.1.11 – Nível de líquido dos Geradores de Vapor

#### a) RELAP

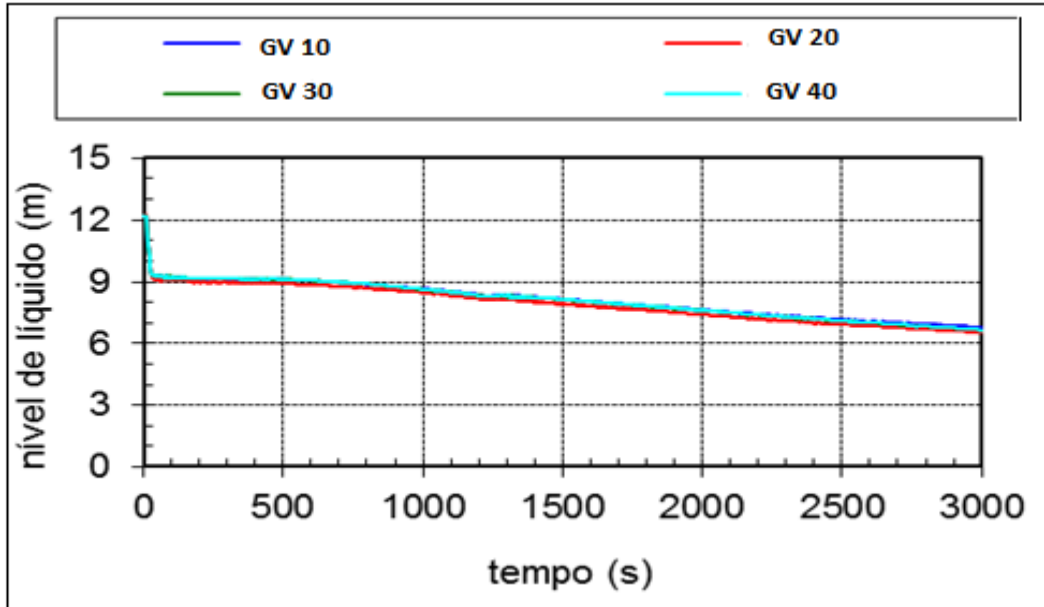


Figura 6. 21 – Nível do geradores de vapor (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

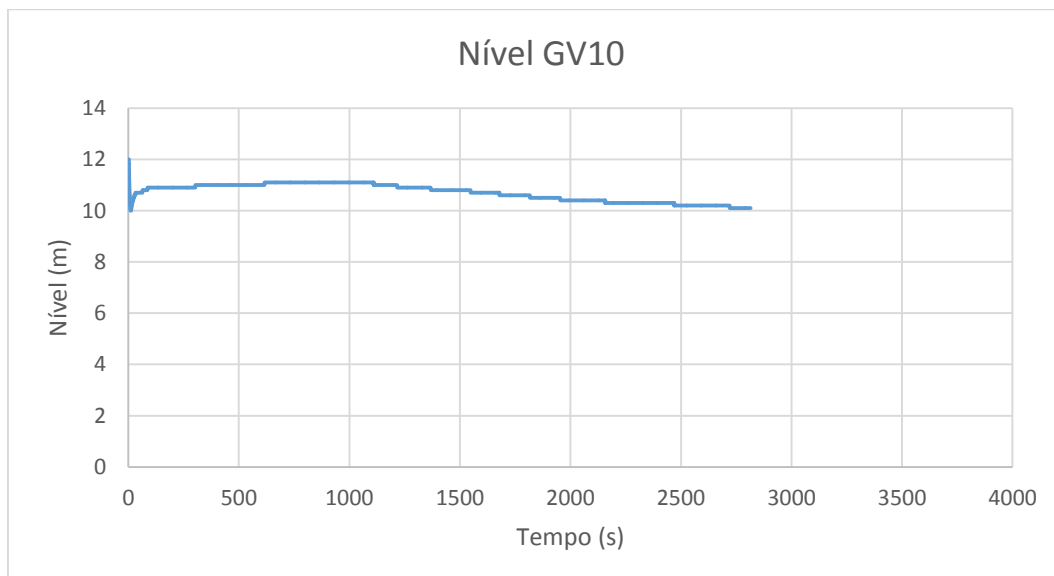


Figura 6. 22 – Nível do gerador de vapor – Loop 10

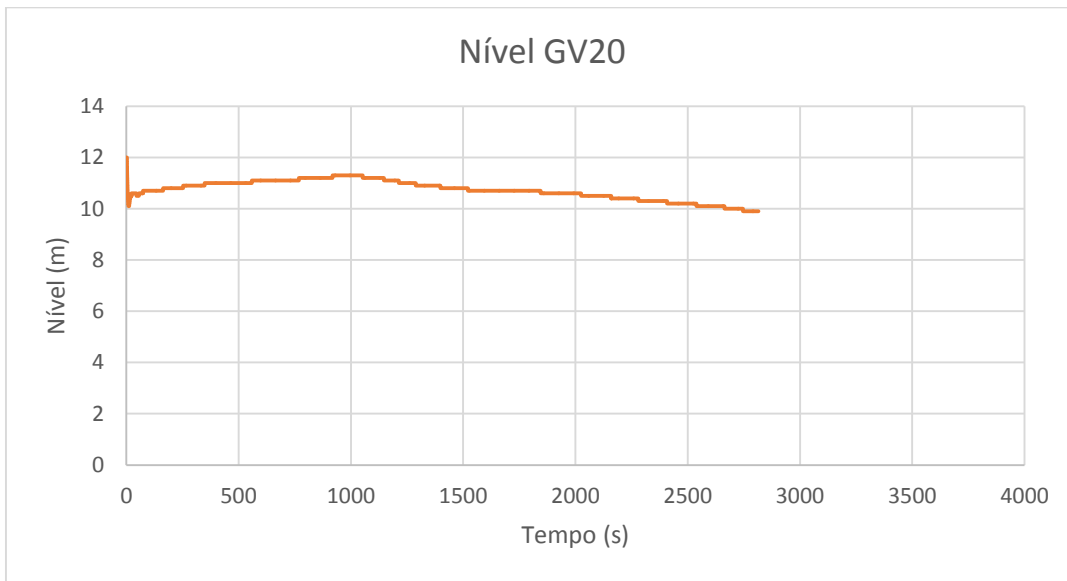
**c) Simulador**

Figura 6. 23 – Nível do gerador de vapor – Loop 20

### 6.1.12 – Nível dos Tanques de Armazenagem de Água Borada

#### a) RELAP

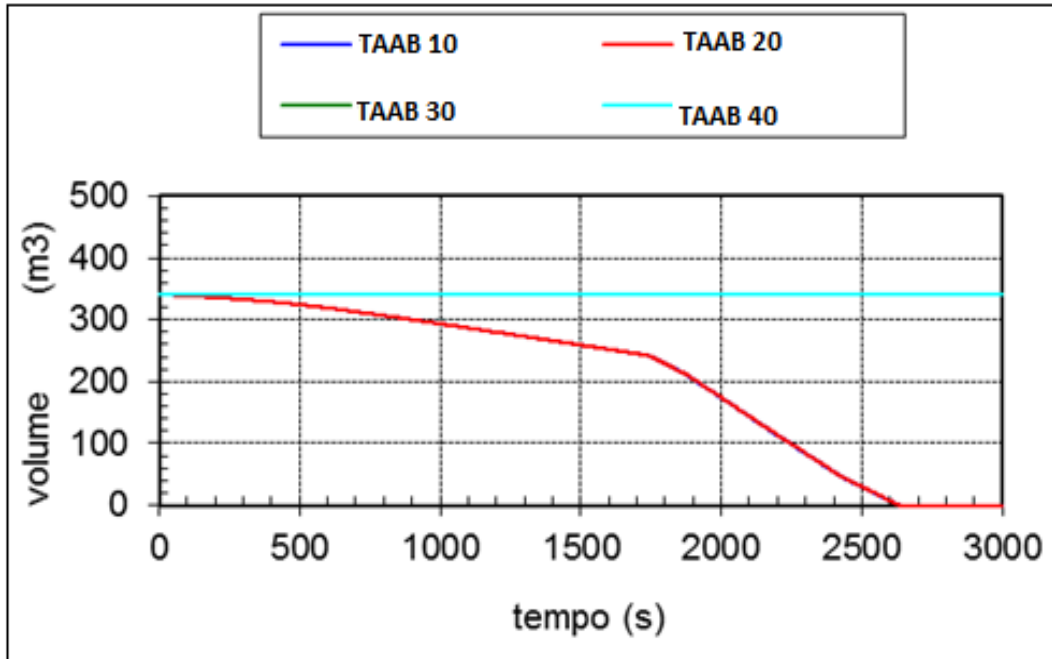


Figura 6. 24 – Volume dos tanques de armazenagem de água borada (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

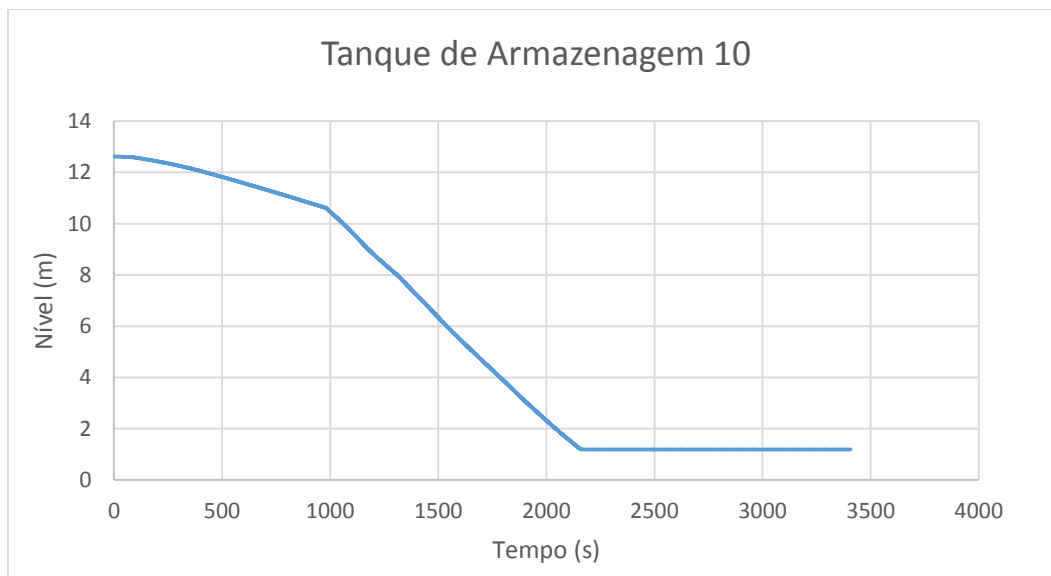


Figura 6. 25 – Nível dos tanques de armazenagem de água borada – Loop 10

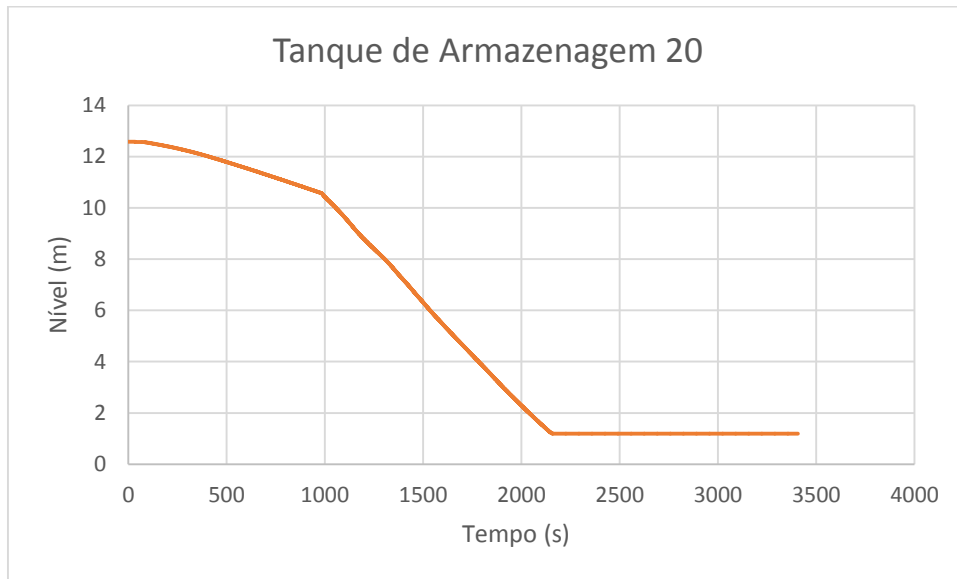
**c) Simulador**

Figura 6. 26 – Nível dos tanques de armazenagem de água borada – Loop 20

Devido a não existência de instrumentação de volume ( $m^3$ ), no simulador, para os referidos tanques, adotou-se como forma de comparação, o nível (m) dos tanques de armazenagem de água borada, por se tratar do parâmetro que melhor reflete o comportamento desses tanques.



### 6.1.13 – Potência do Reator e Gerador

#### a) RELAP

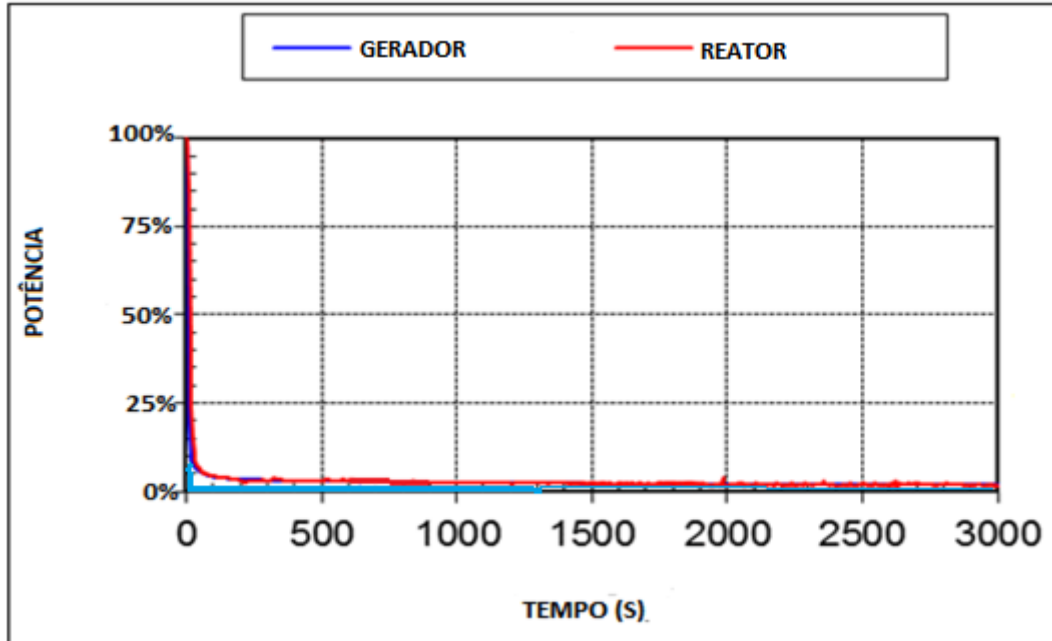


Figura 6. 27 – Potência do Reator e Gerador (BORGES et al, 2002)

#### b) Simulador

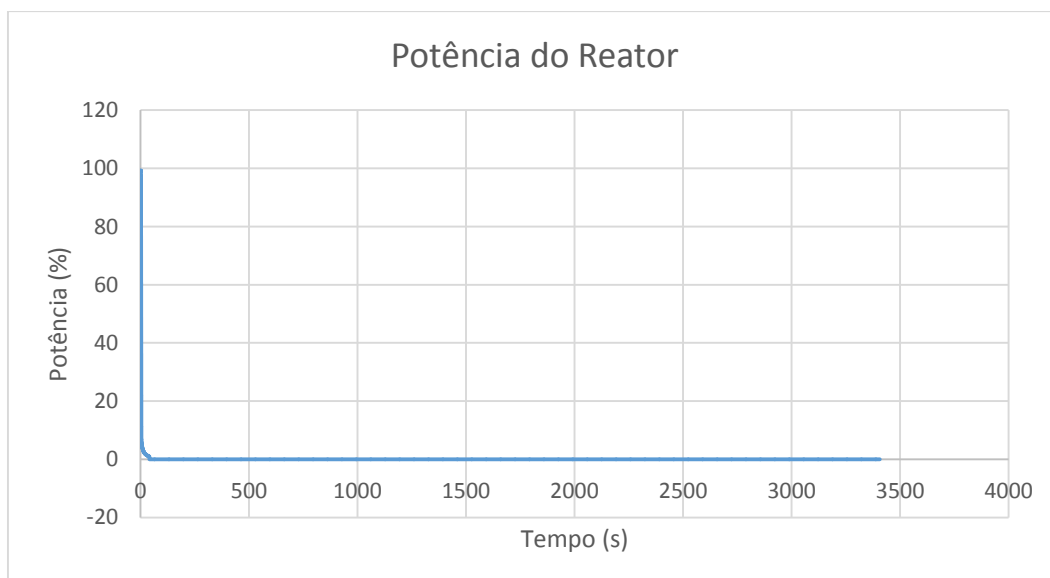


Figura 6. 28 – Potência do reator

### c) Simulador

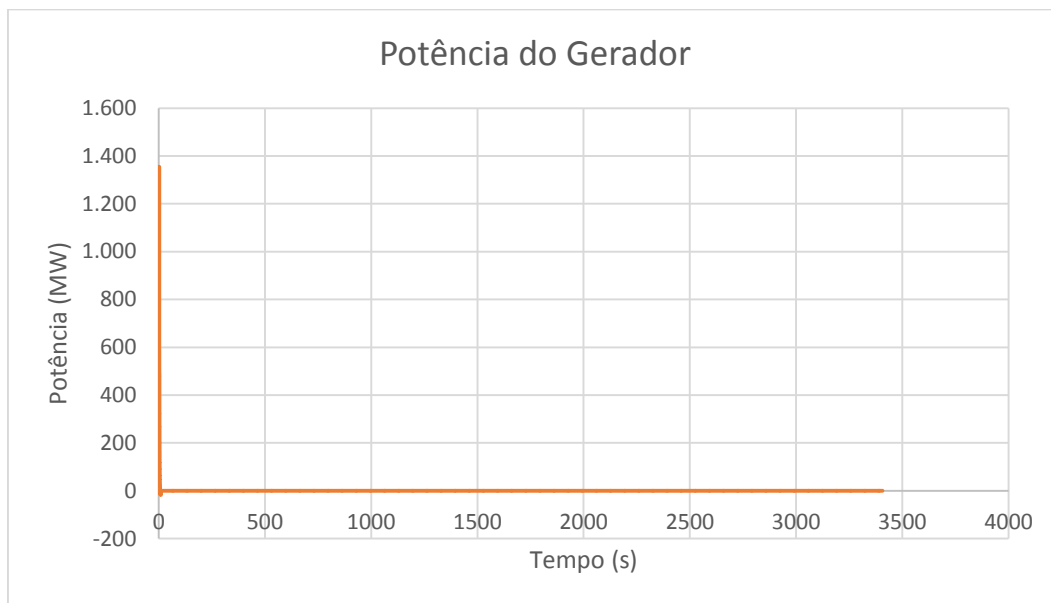


Figura 6. 29 – Potência do gerador

## 6.2 - ANÁLISE DOS RESULTADOS

- O desarme do reator foi realizado, nos 2 experimentos, pelo sinal de diferencial de pressão na contenção  $> 30\text{mbar}$ , tendo como 2º sinal de desarme, a pressão no circuito primário  $< 131\text{bar}$ .
- Com relação a pressão do primário, foi verificado que as pressões dos circuitos 10 e 20 se comportaram de forma idêntica durante o experimento em simulador. No experimento com o código RELAP, estas pressões apresentaram uma queda quase que instantânea para, aproximadamente, 85 bar, sendo a partir deste valor reduzida de forma mais lenta devido a entrada em operação das bombas de injeção de segurança. No caso do experimento em simulador esta queda abrupta acontece até 80 bar. A pressão do circuito primário continua a cair até a entrada dos acumuladores em 25 bar, nos dois

casos e decresce de forma semelhante para um valor abaixo de 9 bar, com entrada subsequente das bombas de injeção de baixa pressão.

- A pressão do circuito secundário respondeu de forma semelhante nos experimentos com código RELAP e com simulador. A pressão nos geradores de vapor subiu, rapidamente, devido ao fechamento das válvulas da turbina. Com a subida de pressão para 85 bar, as válvulas de alívio passaram a realizar o controle de pressão e realizaram o resfriamento a 100 K/h para a meta de 2 bar. No experimento do simulador, verificamos uma melhor adequação a realidade visto que no início do evento acontecem algumas aberturas e fechamentos das válvulas de alívio respondendo a dinâmica do acidente. Este fato, não é visto no experimento com código RELAP.
- Ocorre a partida das bombas de injeção de segurança injetando na perna quente nos dois experimentos. A injeção na perna fria pela bomba de injeção de segurança ocorre apenas em casos de ruptura na perna quente correspondente. Esta partida ocorre com pequeno atraso de aproximadamente 42s no experimento com código RELAP e de 37s, no simulador. A partir daí, os fluxos das bombas de injeção de segurança apresentam-se de forma semelhante nos dois experimentos. No momento da injeção dos acumuladores acontecem algumas variações no fluxo de injeção. Para o experimento com código RELAP estas variações acontecem em torno de 800s após o início do acidente. Para o experimento do simulador, as variações ocorrem após 500s do início do acidente.
- As bombas de injeção de baixa pressão partiram, no experimento com código RELAP, após, aproximadamente 1400s após o início do acidente enquanto que, no experimento do simulador, elas ligaram após 975s. Os fluxos responderam de forma bastante semelhante.  
No gráfico RELAP, ocorre a comutação para operação de poço, que é a operação onde as bombas de remoção de calor residual trocam a sucção dos tanques de armazenagem de água borada para o poço da contenção, em aproximadamente 2600s após o início do acidente. No gráfico do simulador,

isto acontece em 2182s para o trem 20 e 2187s, para o trem 10, após o início do acidente.

No simulador, observamos durante operação de poço uma injeção de até aproximadamente 200 Kg/s e no RELAP, aproximadamente 50 Kg/s.

- A bomba de injeção de segurança do trem 20 foi desligada, quando o nível dos tanques de armazenagem de água borada atinge 1.3m, após 2138s do início do acidente, enquanto a bomba de injeção de segurança do trem 10 foi desligada após 2143s, no experimento do simulador. Isto explica a queda de fluxo mostrada no gráfico de injeção de baixa pressão. No RELAP, não foram considerados os valores operacionais dos equipamentos, por isso as bombas de injeção de segurança foram desligadas com os tanques de armazenagem de água borada no nível de 0m.
- Os acumuladores da perna quente injetam até atingirem o nível de 1.7m, quando suas válvulas são fechadas, no simulador. No RELAP, injetam até seu esvaziamento total.
  - No experimento com código RELAP, começam a injetar em aproximadamente, 800 s após o início do acidente.
  - No simulador, esta injeção ocorre em aproximadamente, 500s após o início do acidente.
- Os acumuladores da perna fria não injetam água borada pois são fechados automaticamente após 500s da atuação dos critérios de refrigeração de emergência do núcleo (CRE). Tanto no experimento do simulador quanto no experimento com o código RELAP este tempo de 500s foi respeitado. O fechamento dos acumuladores das pernas frias é necessário para evitar a injeção de nitrogênio do sistema de refrigeração do reator acarretando uma piora na troca de calor através dos geradores de vapor. Isto, também aconteceu nos dois experimentos.
  - No experimento com código RELAP, os CRE's foram atingidos em 13,36s e os acumuladores das pernas frias foram fechados em 513,36s

- No simulador, os CRE's foram atingidos em 11s e os acumuladores das pernas frias foram fechados em 511s
- Uma queda rápida de nível dos geradores de vapor no início do acidente aparece tanto no experimento do código RELAP quanto no experimento do simulador devido ao desligamento das bombas de água de alimentação principal, porém mantiveram o nível acima de 5m durante todo o acidente através das bombas de partida e parada, que são alimentadas pelos geradores Diesel. Apenas 1 de 2 bombas de partida e parada foi ligada, pois a bomba de partida e parada 10 é alimentada eletricamente pelo Gerador Diesel 10, enquanto a bomba de partida 20 é alimentada eletricamente pelo Gerador Diesel 40, que não ligou. A queda instantânea do nível dos geradores de vapor no RELAP chegou a aproximadamente 9 m. Enquanto que, no simulador, chegou a apenas 10 m. A partir daí, ocorre a queda lenta do nível dos geradores de vapor devido ao resfriamento a 100 K/h que está em curso. No experimento do simulador, foi observado um comportamento diferente devido ao controle automático das válvulas de baixa carga de água de alimentação que mantém o nível dos geradores de vapor em um nível próximo a 10m através das bombas de partida e parada. A injeção da bomba de partida e parada apenas acompanha o resfriamento a 100 K/h.
- Fica claro que nos dois experimentos não são atingidos os níveis de 5m, ou seja, não são atingidos os critérios para a partida do sistema de água de alimentação de emergência.
- A potência do reator se manifestou de forma idêntica em ambos os experimentos, com queda instantânea da potência do reator para zero, devido a queda de barras de controle.
- Os tanques de armazenagem de água borada apresentaram as seguintes considerações no experimento do simulador:
  - Início na queda do nível devido ao consumo de água borada pelas bombas de injeção de segurança;

- Mudança na inclinação do gráfico em, aproximadamente, 1000s devido a partida das bombas de injeção de baixa pressão;
  - Em 2137s, após o desligamento do reator, é atingido o nível mínimo operacional dos tanques de armazenagem de água borada Loop 20 em 1.3m. Em 2141s, após o desligamento do reator, é atingido o nível mínimo operacional dos tanques de armazenagem de água borada Loop 10 em 1.3m
- 
- Os tanques de armazenagem de água borada apresentaram as seguintes considerações no experimento com código RELAP:
    - Início da queda do nível devido a partida das bombas de injeção de segurança;
    - Mudança da inclinação do gráfico devido a partida das bombas de injeção de baixa pressão em aproximadamente 1800s;
    - O nível mínimo é atingido em, aproximadamente 2600s, porém com nível em 0m.
- 
- De forma adicional, foi incluído o gráfico de potência do Gerador Elétrico, gerado no simulador, que respondeu de forma idêntica ao gráfico de potência do reator, com uma queda instantânea para 0%.

A tabela 6.1 abaixo informa a sequência dos principais eventos que ocorreram nos dois experimentos:

Tabela 6. 1 – Sequência de Eventos

<b>EVENTO</b>	<b>RELAP (s)</b>	<b>SIMULADOR (s)</b>
RESA/TUSA 2º ALARME DE RESA – $P_{SRR} < 132$ bar	5,08	6
Início do Resfriamento a 100K/h	5,08	7
Atuação dos Critérios de Refrigeração de Emergência	13,36	11
Partida das Bombas de Injeção de Segurança	42,10	37
Isolamento dos acumuladores das pernas frias	513,36	511
Partida das Bombas de Remoção de Calor Residual	1400	975
Tanques de Armazenagem de Água Borada 20 vazios	2620	2137
Bomba de Injeção de Segurança 20 desligada	2620	2138
Tanques de Armazenagem de Água Borada 10 vazios	2620	2141
Bomba de Injeção de Segurança 10 desligada	2620	2143
Sinal de poço (trem 20)	2700	2182
Sinal de poço (trem 10)	2700	2187

### **6.3 – CONCLUSÕES**

O Simulador de Escopo Completo se apresenta como uma ferramenta de estudos ilimitados e se mostra, eficazmente, qualificado no que tange a confiança dos resultados nos eventos e com isso, sinaliza uma nova concepção de estudos como base-padrão de resultados esperados, lembrando ainda que podem ser analisados comportamentos na planta secundário.

No que se refere ao acidente estudado, tanto no experimento com o código computacional RELAP, quanto no experimento realizado no simulador de Angra 2, ficou demonstrado que o sistema de refrigeração de emergência do núcleo promoveu o resfriamento necessário para se evitar danos nos elementos combustíveis. A longo prazo, as bombas de remoção de calor residual realizam o resfriamento do núcleo através da operação que succiona do poço da contenção, resfria através do trocador de calor residual e injeta novamente no núcleo.

Por outro lado, foi possível verificar certas simplificações na modelagem desenvolvida através do código computacional RELAP, que ocasionaram vazões dos acumuladores das pernas quentes inadequadas, atraso na atuação das bombas de remoção de calor residual (Bombas de baixa pressão) e atrasos nos desligamentos das bombas de injeção de segurança. Isto aconteceu, em virtude de oscilações no cálculo numérico e pela modelagem simplificada do núcleo.

No caso do experimento no simulador, foi observado um comportamento bastante preciso e satisfatório. Os acumuladores das pernas quentes injetaram adequadamente, as bombas de remoção de calor residual ligaram sem atrasos, assim como, as bombas de injeção de segurança que desligaram exatamente no valor de referência de nível baixo dos tanques de armazenagem de água borada (1,3m).

### **6.4 – RECOMENDAÇÕES E SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS**

Esse trabalho teve uma abrangência voltada para o sistema de refrigeração de emergência do núcleo do reator PWR da Central Nuclear de Angra 2 durante um acidente postulado. Neste campo, ainda temos grandes possibilidades de crescimento intelectual, visto que o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) apresenta



vários outros tipos de acidentes com perda de refrigerante (50 cm<sup>2</sup>, 100 cm<sup>2</sup>, 442 cm<sup>2</sup>, entre outros), além de outros acidentes não menos importantes, como:

- Ruptura de tubo do gerador de vapor (RTGV)
- Impactos externos
- Quebra da linha de água de alimentação principal
- Transientes de Sobre resfriamento,

que se mostram com escassa literatura encontrada e por isso, com grandes possibilidades de estudo.

Essa visão se torna ainda mais necessária pelo grau de crescimento previsto da Indústria Nuclear em nosso país para os próximos anos, confirmado com a construção de Angra 3 e mais futuramente com a consciência governamental de tornar a geração termonuclear, a base da matriz energética brasileira.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ANDRADE, D.A, MADEIRA, A.A., PEREIRA, L.C.M., PALMIERI, E.T., AZEVEDO, C.V.G, LAPA, N.S., SABUNDJIAN, G. e BORGES, R. C. Simulação do Acidente Postulado de Parada das Bombas do Circuito Primário de Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2 gamma. In: V Regional Congress on Radiation Protection and Safety - Regional IRPA Congress, Recife, PE, 01-04 de dezembro, 2000.

ANDRADE, D.A. e SABUNDJIAN, G. Simulação de um Acidente de perda de Refrigerante Primário por grande Ruptura da Usina Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2.G. 10<sup>th</sup> Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering, Rio de Janeiro, RJ, 2004.

ANDRADE, D.A. e SABUNDJIAN, G. Simulação de um Acidente Postulado de perda de Refrigerante Primário por pequena Ruptura na Usina Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2.g. XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo hidráulica, Rio de Janeiro, RJ, 11-16 de agosto, 2002.

ARONNE, I. D., AZEVEDO, C. V. G., PALMIERI, E. T. Cálculo do Acidente Postulado de Perda de Refrigerante por uma Ruptura de 160 cm<sup>2</sup> na Perna Fria da Central Nuclear Angra 2. In: XIII ENFIR - Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo hidráulica, Rio de Janeiro, RJ, 2002.

AZEVEDO, C.V.G, PALMIERI, E.T., ARONNE, I.D. Simulation with RELAP5/MOD 3.3 of a postulated 10% hot leg break in Angra 2 Nuclear Power Plant. In: INAC – International Nuclear Atlantic Conference, 2009, Rio de Janeiro, RJ, 2009.

BORGES, R.C. Acidente de MBLOCA de 442 cm<sup>2</sup> na Perna Fria do Circuito 20 da Usina Nuclear Angra 2. Relatório de Atividades RA-SUASE-05/2001, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, Maio 2001.

BORGES, R. C., MADEIRA, A.A., PEREIRA, L.C.M., PALMIERI, E.T., AZEVEDO, C.V.G, LAPA, N.S., SABUNDJIAN, G. e ANDRADE, D.A. Simulação de Angra 2 com o código RELAP5/MOD3.2.2 gamma, Sessão Técnica Especial. XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo hidráulica, Rio de Janeiro, RJ, 11-16 de agosto, 2002.

CARVALHO,E.C. Simulador de Princípios Básicos de uma Planta Nuclear. Tese de M.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2003.

ETN/CFOL1, Eletrobrás Termonuclear S.A. Curso de Formação de Operadores Licenciáveis. Componentes do Reator e do Sistema de Refrigeração do Reator. Módulo 3, 2004.

ETN/CFOL2, Eletrobrás Termonuclear S.A. Curso de Formação de Operadores Licenciáveis. Suprimento Elétrico de Emergência e Perda da Fonte Fria (Blackout). Módulo 3, 2004

ETN/CFOL3, Eletrobrás Termonuclear S.A. Curso de Formação de Operadores Licenciáveis. Acidentes com Perda de Refrigerante. Módulo 3, 2004.

ETN/MOU, Eletrobrás Termonuclear S.A. Manual de Operação da Usina. Acidente de Perda de Refrigerante com os Critérios de Refrigeração de Emergência Atingidos. Parte 3, Capítulo 3.2, Volume II, Classe S, Rev. 7, 2008.

ETN/RFAS, Eletrobrás Termonuclear S.A. Relatório Final de Análise de Segurança – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unidade 2, Doc. Ident. MA/2- 0809.2 / 060000, Rev. 13, Abril, 2013.

EL-WAKIL, M.M. Nuclear Heat Transport, The American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois,USA, 1978.

IAEA, International Atomic Energy Agency. Disponível em: [www.iaea.org/About/Policy/GC/GC58/GC58Documents/English/gc58-3-tt1\\_en.pdf](http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC58/GC58Documents/English/gc58-3-tt1_en.pdf). Acesso em 11 de novembro de 2014.

IAEA. International Atomic Energy Agency. Information Sheet. Coordinated Research Project on Evaluation of Uncertainties in Best Estimate Accident Analysis, Ref: J7.20.05, 2006.

IEAE. International Atomic Energy Agency. Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plant: Phenomena, Models and Methodology for System reliability assessments. TECDOC-1474, 2005.

INCROPERA, F. P., DEWITT, D. P., BERGMAN T. L., LAVINEA. S. Fundamentos de Transferência de Calor e Massa. Rio de Janeiro, LTC, 2008.

KRAFTWERK UNION AKTIENGESELSCHAFT/KWU, Nuclebras Simulator Manual – Plant: Angra 2 (PWR-1300MW), April, 1984.

ÖZISIK, M. NECATI. Heat Transfer – A Basic Approach. McGraw-Hill International Editions, 1985.

PALMIERI, E. T., AZEVEDO, C. V. G., ARONNE, I. D. Simulation of a Postulated 2% Cold Leg Break In Angra 2 Nuclear Power Plant. In: International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2007, Santos, SP, 2007.

PALMIERI, E.T., BORGES, R. C., MADEIRA, A.A., PEREIRA, L.C.M., AZEVEDO, C.V.G, LAPA, N.S., SABUNDJIAN, G. e ANDRADE, D.A. Simulação de Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2 Gamma. Sessão Técnica Especial. XII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica, Rio de Janeiro, RJ, 15-20 Outubro 2000.

ROSA-IV Group. ROSA-IV Large Scale Test Facility (LSTF) System Description. Report JAERI-M 84-237, Japan Atomic Energy Research Institute, 1984.

Takeda T. Summary Data Report on ROSA/LSTF Experiment SB-HL-02 on PWR 10% Hot Leg Break LOCA. Thermohydraulic Safety Research Group, Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), February 2007.

THE RELAP5 DEVELOPMENT TEAM, Relap5/Mod3 Code Manual, NUREG/CR-5535 Report, Idaho National Engineering Laboratory, INEL-95/0174, August 1995.

Todreas N., 2005, Loss of Coolant Accidents (LOCA) in PWR's: Deterministic View, Course 22.39, Lecture 9.

U.S.NRC, Three Mile Island A Report to the Commissioners and to the Public, U. S. Nuclear Regulatory Commission – Special Inquiry Group, Vol. 2, Washington, EUA, 1979.

U.S.NRC, United States Nuclear Regulatory Commission. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0240>>. Acesso em 29 junho de 2014.

Zuber, N. Problems in modeling small break LOCA. USNRC Report, NUREG-0724, 1980.