



**ANÁLISE DO AUMENTO DE PRESSÃO DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO
DO REATOR DURANTE EVENTOS ATWS ATRAVÉS DE SIMULADOR DE
ESCOPO TOTAL**

Alexandre de Souza Soares

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientador: Antônio Carlos Marques Alvim

Rio de Janeiro

Março de 2022

**ANÁLISE DO AUMENTO DE PRESSÃO DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO
DO REATOR DURANTE EVENTOS ATWS ATRAVÉS DE SIMULADOR DE
ESCOPO TOTAL**

Alexandre de Souza Soares

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ
COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA DA
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR

Aprovada por:

Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D.Sc.

Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa, D.Sc.

Prof.^a Maria de Lourdes Moreira, D.Sc.

Prof. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

MARÇO DE 2022

Soares, Alexandre de Souza

Análise do Aumento de Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator durante Eventos ATWS através de Simulador de Escopo Total / Alexandre de Souza Soares – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2022.

XV, 100p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Antônio Carlos Marques Alvim

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2022.

Referências Bibliográficas: p. 87-100.

1.ATWS. 2.Simulador de Escopo Total. 3. Análise de Segurança I. Alvim, Antônio Carlos Marques et al. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Antônio Carlos Marques Alvim pela valiosa orientação e suporte nas diversas etapas do processo.

Ao pessoal administrativo do PEN/COPPE/UFRJ pela atenção e suporte.

A todos os professores e funcionários da Pós-Graduação da COPPE pelo convívio e aprendizado.

Aos colegas da Indústria Nuclear Nacional e Internacional pelas inestimáveis contribuições que agregaram valor ao resultado obtido.

Aos grandes amigos Engenheiros Leonardo Nicacio Soares e Adriano Jales Carvalho, por toda ajuda, parceria e estímulo neste processo.

E finalmente à minha esposa, Viviane Vítor, aos meus amados filhos João Pedro e Alice, à minha querida avó Dagmar (in memoriam) e à minha amada mãe Leny (in memoriam) pelo apoio e estímulo acadêmico incondicional.

“Na vida, não existe nada a se
temer, apenas a ser compreendido.”

Marie Skłodowska-Curie

Resumo da Tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Doutor em Ciências (D.Sc.)

ANÁLISE DO AUMENTO DE PRESSÃO DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR DURANTE EVENTOS ATWS ATRAVÉS DE SIMULADOR DE ESCOPO TOTAL

Alexandre de Souza Soares

Março de 2022

Orientador: Antônio Carlos Marques Alvim

Programa: Engenharia Nuclear

Os eventos ATWS (Anticipated Transients Without Scram) são definidos a partir da ocorrência de transientes operacionais associada a falha do desligamento rápido do reator, ou seja, não ocorre a queda de barras de controle no núcleo do reator. A integridade do sistema de refrigeração do reator é severamente desafiada como resultado de eventos ATWS. Este trabalho tem o propósito de avaliar os níveis de pressão atingidos no Sistema de Refrigeração do Reator durante eventos ATWS propostos no Relatório Final de Análise de Segurança através de simulações em tempo real realizadas em Simulador de Escopo Total.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.)

Analysis of the Pressure Increase of the Reactor Cooling System during ATWS events using a Full Scope Simulator

Alexandre de Souza Soares

March/2022

Advisor: Antônio Carlos Marques Alvim

Department: Nuclear Engineering

ATWS (Anticipated Transient Without Scram) events are defined based on the occurrence of operational transients associated with failure of the reactor shutdown. In other words, there is no drop of control rods in the reactor core. The integrity of the reactor cooling system is severely challenged because of ATWS events. This work aims to evaluate the pressure levels reached by the reactor cooling system during ATWS events proposed in the Final Safety Analysis Report (FSAR-Angra 2) through real-time simulations carried out in a Full Scope Simulator.

SUMÁRIO

| | |
|---|-----------|
| CAPÍTULO I: INTRODUÇÃO | 1 |
| 1.1 Objetivo do Trabalho..... | 4 |
| 1.2 Motivação do trabalho..... | 5 |
| 1.3 Descrição do trabalho..... | 6 |
| CAPÍTULO II: REVISÃO DA LITERATURA..... | 7 |
| 2.1 Introdução | 7 |
| 2.2 Uma Breve História da Questão ATWS | 11 |
| 2.3 O Evento ATWS | 20 |
| 2.3.1 Definição..... | 20 |
| 2.3.2 Variantes de ATWS..... | 21 |
| 2.3.3 A Identificação e o Domínio dos Eventos ATWS: | 22 |
| 2.3.3.1 Sistema de Proteção do Reator | 22 |
| 2.3.3.2 Sistema de Limitação do Reator..... | 29 |
| CAPÍTULO 3: SIMULADORES..... | 32 |
| 3.1 Uma breve história da simulação | 32 |
| 3.2 Tipos de Simuladores | 33 |
| 3.3 Histórico do Simulador de Angra 2..... | 35 |
| 3.4 O Simulador..... | 37 |
| CAPÍTULO 4: METODOLOGIA | 41 |
| 4.1 Revisão Bibliográfica | 41 |
| 4.2 Estrutura | 45 |

| | |
|--|-----------|
| 4.3 – Condições Iniciais da Planta..... | 46 |
| CAPÍTULO 5: DESCRIÇÃO DOS EVENTOS E RESULTADOS..... | 51 |
| 5.1 Introdução | 51 |
| 5.2 Caso 1: Modo de Alimentação Elétrico de Emergência | 51 |
| 5.3 Caso 2: Perda Total do Suprimento de Água de Alimentação Principal | 59 |
| 5.4 Caso 3: Perda do dissipador de calor principal devido à perda de vácuo no condensador com suprimento de alimentação elétrica disponível | 67 |
| 5.5 Caso 4: Redução da Vazão de Refrigerante | 72 |
| 5.6 Caso 5: Abertura Inadvertida de uma Válvula de Segurança do Pressurizador | 78 |
| 6 CONCLUSÃO E TRABALHOS FUTUROS..... | 84 |
| 7 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS | 87 |

ÍNDICE DE FIGURAS

| | |
|---|----|
| Figura 1 – Vareta Combustível..... | 8 |
| Figura 2 - Barreiras de Radioatividade..... | 9 |
| Figura 3 - Definição do Sistema de Segurança..... | 22 |
| Figura 4 - Estrutura Funcional do SPR..... | 24 |
| Figura 5 - Localização dos Bancos de Barras de Controle no Núcleo do Reator..... | 25 |
| Figura 6 - Princípio de Funcionamento das Barras de Controle..... | 26 |
| Figura 7 - Tempo de Queda de Barras de Controle..... | 28 |
| Figura 8 - Formação Simplificada do sinal RESAK..... | 30 |
| Figura 9 - Sala de Controle do Simulador..... | 37 |
| Figura 10 - Coeficiente de Reatividade de Temperatura Combinado x Queima Média do Núcleo..... | 48 |
| Figura 11 - Coeficiente de Reatividade de Vazio x Queima Média do Núcleo..... | 48 |
| Figura 12 - Representação Simplificada Parcial do Sistema Elétrico..... | 51 |
| Figura 13 – Caso 1: Potência do Gerador Elétrico..... | 53 |
| Figura 14 – Caso 1: Vazão do Sistema de Boração Adicional..... | 54 |
| Figura 15 – Caso 1: Potência do Reator..... | 55 |
| Figura 16 – Caso 1: Temperatura de Entrada no Reator..... | 55 |
| Figura 17 – Caso 1: Temperatura de Saída do Reator..... | 56 |
| Figura 18 – Caso 1: Nível do Pressurizador..... | 56 |
| Figura 19 – Caso 1: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator..... | 57 |
| Figura 20 – Caso 1: Pressão do refrigerante de acordo com RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016)..... | 58 |
| Figura 21 – Caso 1: Pressão do Tanque de Alívio do Pressurizador..... | 58 |
| Figura 22 - Diagrama Simplificado do Sistema de Água de Alimentação Principal..... | 59 |

| | |
|--|----|
| Figura 23 – Caso 2: Potência do Reator | 61 |
| Figura 24 – Caso 2: Vazão do Sistema de Boração Adicional..... | 62 |
| Figura 25 – Caso 2: Potência do Gerador..... | 62 |
| Figura 26 – Caso 2: Temperatura de Entrada do Reator | 63 |
| Figura 27 – Caso 2: Temperatura de Saída do Reator..... | 63 |
| Figura 28 – Caso 2: Nível do Pressurizador | 64 |
| Figura 29 – Caso 2: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator..... | 64 |
| Figura 30 – Caso 2: Pressão de Refrigerante de acordo com RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR,2016) | 65 |
| Figura 31 – Caso 2: Pressão do Tanque de Alívio do Pressurizador..... | 65 |
| Figura 32 - Sistema de Condensado Principal..... | 67 |
| Figura 33 – Caso 3: Potência do Gerador..... | 68 |
| Figura 34 – Caso 3: Temperatura de Entrada do Reator | 68 |
| Figura 35 – Caso 3: Temperatura de Saída do Reator..... | 69 |
| Figura 36 – Caso 3: Potência do Reator | 69 |
| Figura 37 – Caso 3: Vazão do Sistema de Boração Adicional | 70 |
| Figura 38 – Caso 3: Nível do Pressurizador | 70 |
| Figura 39 – Caso 3: Pressão do Tanque de Alívio do Pressurizador..... | 71 |
| Figura 40 – Caso 3: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator..... | 71 |
| Figura 41 - Representação do Sistema de Refrigeração do Reator | 72 |
| Figura 42 – Caso 4: Potência do Gerador..... | 74 |
| Figura 43 – Caso 4: Potência do Reator | 74 |
| Figura 44 – Caso 4: Temperatura de Entrada do Reator | 75 |
| Figura 45 – Caso 4: Temperatura de Saída do Reator..... | 75 |

| | |
|--|----|
| Figura 46 – Caso 4: Nível do Pressurizador | 76 |
| Figura 47 – Caso 4: Pressão no Tanque de Alívio do PZR | 76 |
| Figura 48 - Caso 4: Vazão do Sistema de Boração Adicional..... | 77 |
| Figura 49 – Caso 4: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator..... | 77 |
| Figura 50 - Diagrama Esquemático do Sistema de Pressurização do Reator | 78 |
| Figura 51 – Caso 5: Potência do Gerador | 79 |
| Figura 52 – Caso 5: Potência do Reator | 80 |
| Figura 53 – Caso 5: Temperatura de Entrada do Reator | 80 |
| Figura 54 – Caso 5: Temperatura de Saída do Reator | 81 |
| Figura 55 – Caso 5: Nível do Pressurizador | 81 |
| Figura 56 – Caso 5: Pressão do SRR..... | 82 |
| Figura 57 – Caso 5: Pressão do Tanque de Alívio do PZR | 82 |
| Figura 58 – Caso 5: Vazão do Sistema de Boração Adicional..... | 83 |

ÍNDICE DE TABELAS

| | |
|---|----|
| Tabela 1 - Tabela de Funções Críticas de Segurança | 10 |
| Tabela 2 - ATWS em Salem no dia 22 de fevereiro de 1983 | 18 |
| Tabela 3 - ATWS em Salem no dia 25 de fevereiro de 1983 | 19 |
| Tabela 4: Condições Iniciais da Planta..... | 46 |

LISTA DE ABREVIATURAS

ACRS – Advisory Committee for Reactor Safety

AEC – Atomic Energy Commission

ATWS – Anticipated Transient Without Scram

BRR – Bomba de Refrigeração do Reator

BWR – Boiling Water Reactor

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear

EPRI – Electric Power Research Institute

GV – Gerador de Vapor

IAEA – International Atomic Energy Agency

JR – Sistema de Proteção do Reator

JT – Sistema de Limitação do Reator

KTA – Nuclear Safety Standards Committee

LOCA – Loss of Coolant Accident

MW_e – Megawatt elétrico

MW_t – Megawatt térmico

NRC – Nuclear Regulatory Commission

MADTEB – Sistema de Limitação de Massa, Pressão e Gradiente de Temperatura

PWR – Pressurized Water Reactor

PZR – Pressurizador

RFAS – Relatório Final de Análise de Segurança

RELEB – Sistema de Limitação da Potência do Reator

RESA – Sinal de desligamento rápido do reator

RESAK – Sinal de falha de desligamento do reator

RSK – Reactor Safety Commission

SRR – Sistema de Refrigeração do Reator

SPR – Sistema de Proteção do Reator

STAFAB – Sistema de Limitação de Movimentação de Barras de Controle

TAP – Tanque de Alívio do Pressurizador

TMI – Three Mile Island

TUSA – Sinal de desligamento rápido da turbina

VPR – Vaso de Pressão do Reator

CAPÍTULO I

INTRODUÇÃO

O pensamento de uso da energia nuclear com a intenção de geração de energia elétrica foi iniciado com um reator nuclear em 3 de setembro de 1948 através do Reator de Grafite X-10 em Oak Ridge, Tennessee, EUA, acendendo uma lâmpada elétrica (ORNL, 1997). O segundo experimento e em escala maior ocorreu em 20 de dezembro de 1951 na estação experimental EBR-1 perto de Arco Idaho, EUA (HOLL, 1997). Em 27 de junho de 1954, a Usina Nuclear de Obninsk se torna a primeira usina nuclear ligada à rede elétrica começando a operar na cidade soviética de Obninsk (JÓZSEF e NOÉMI, 2012). A primeira usina nuclear em escala comercial foi a Usina Nuclear de Calder Hall que iniciou sua operação em 17 de outubro de 1956 em Sellafield no Reino Unido (KAMAROVSKII, 1963). Porém, a primeira usina nuclear comercial devotada exclusivamente à geração de energia elétrica, visto que a Usina de Carder Hall também realizava a produção de plutônio para uso militar, foi a Usina Nuclear de Shippingport nos EUA (WESTINGHOUSE, 1960), conectada à rede elétrica em 18 de dezembro de 1957.

Nos dias de hoje, segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), existem 441 reatores de potência em operação, com uma capacidade instalada de geração de 390.037 MW_e, espalhados pelo mundo e 54 reatores de potência nuclear em construção com uma capacidade futura de geração de 57.441 MW_e (IAEA, 2020). No Brasil, a geração nucleoe elétrica é desempenhada por 2 usinas nucleares, atualmente em operação, do tipo PWR (Pressurized Water Reactors) contando a Usina Nuclear de Angra 1 com uma geração de energia elétrica de 640 MW_e e a Usina Nuclear de Angra 2 com uma geração de energia elétrica de 1350 MW_e - que somadas geram cerca de 1,21% da capacidade instalada no Sistema Interligado Nacional¹ (ONS, 2020). O Brasil apresenta

¹ O sistema de produção e transmissão de energia elétrica do Brasil é um sistema hidro-termo-eólico de grande porte, com predominância de usina hidrelétricas e com múltiplos proprietários. O Sistema

ainda uma usina nuclear, também do tipo PWR, em construção (Usina Nuclear de Angra 3) que fornecerá uma geração de energia elétrica de 1405 MW_e (IAEA, 2020), levando a energia nuclear ao patamar de, aproximadamente, 2% da geração nacional (ONS, 2020).

Desde os primórdios da geração nucleoeleétrica o fator segurança é algo de extrema importância para as instalações nucleares. Devido ao acúmulo de experiência foram adicionados fatores de segurança, como a adição de sistemas redundantes e de alta confiabilidade, além de intenso treinamento em excelência aos operadores de sala de controle, com o intuito de assegurar a integridade das plantas nucleares.

Na história das usinas nucleares ocorreram alguns acidentes que tiveram grande repercussão. Alguns exemplos destes acidentes são os ocorridos em Three Mile Island (Pennsylvania – EUA) (KEMENY, 1979) (NRC, 1979), Chernobyl (Pripyat – Ucrânia) (MARA, 2011) (NRC, 1987) e Fukushima Daiichi (Fukushima – Japão) (IAEA, 2015) (PHILLIPS e GOLDMAN, 2012) (YANG, 2014). Assim como outras áreas tecnológicas, através destes acidentes foram obtidos mais conhecimentos que proporcionaram novas abordagens para aumentar a segurança das usinas nucleares ao redor de todo mundo.

A Agência Internacional de Energia Atômica preocupa-se fortemente que a segurança da população em torno de usinas nucleares seja garantida e, por conseguinte, tem atuado de forma bastante constante neste sentido junto aos órgãos licenciadores dos países que possuem alguma instalação deste tipo. Portanto, no Brasil, a IAEA e a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) têm realizado esforços na prevenção de acidentes e transientes operacionais em instalações nucleares de modo a assegurar a integridade tanto dos funcionários das instalações nucleares quanto da população em geral.

Na mais singular concepção de segurança, segundo a IAEA, a partir dos conhecimentos adquiridos com a experiência na operação fez-se necessário possuir uma equipe de operadores qualificados aliada a criação de formas eficazes de interação homem-máquina para aumentar a eficiência e segurança das usinas nucleares.

Os órgãos reguladores do mundo incluíram em seus relatórios de análise de segurança de reatores nucleares os estudos teóricos dos acidentes considerados como base

Interligado Nacional é constituído por 4 subsistemas: Sul, Sudeste/Centro-Oeste, Nordeste e a maior parte da região Norte.

de projeto – no caso da Usina Nuclear de Angra 2 é o acidente com perda de refrigerante (LOCA – Loss of Coolant Accident), assim como outros acidentes com menores probabilidades de ocorrência como o Transiente Operacional Previsto com Falha no Desligamento Rápido do Reator (ATWS – Anticipated Transient Without Scram), que é o escopo deste trabalho.

Muitos acidentes são discutidos e, neste ponto, este estudo visa dar ênfase ao acidente ATWS (Anticipated Transient Without Scram), que se refere ao cenário no qual desvios da operação normal, chamados transientes operacionais, levam a necessidade de desligamento rápido do reator e este desligamento não ocorre de forma satisfatória. Estes acidentes ATWS são discutidos em sua vasta maioria de casos através de simulações que são dirigidas por códigos computacionais como S-RELAP (SIEMENS, 2001), NLOOP (OELMAN, 2001), RETRAN (MCFADEDEN, 1988) entre outros em virtude de sua capacidade de acesso. Outro caminho para estudos de acidentes é através de simuladores de escopo total, entretanto, esta forma apresenta uma extrema dificuldade de realização devido ao acesso restrito desta forma de tecnologia, uma vez que estes ambientes são frequentados apenas por pessoal autorizado e envolvido na operação de usinas nucleares.

O treinamento dos operadores licenciados é o principal objetivo na eficiência e confiabilidade de usinas nucleares. Porém, este treinamento de pessoal não é apenas uma questão de melhoria destes pontos citados anteriormente, mas também uma questão de segurança na indústria nuclear (CORCUERA, 2013). Neste âmbito, o treinamento é regulado, aprovado e monitorado pela CNEN e a tecnologia envolvida neste treinamento deve ser avaliada como uma ferramenta válida de formação. Neste campo aparecem os simuladores de escopo total.

Os simuladores de escopo total descrevem uma visão geral do comportamento da planta nuclear em casos de operações normais e, principalmente, em casos de acidentes, com um foco nos principais sistemas, com ou sem os sistemas auxiliares. Tais simuladores são benéficos para um entendimento geral do comportamento da planta e dos principais sistemas (IAEA, 2019), visto que apresentam uma visão em tempo real do evento a ser estudado. São réplicas das Salas de Controle e são, atualmente, uma ferramenta padrão para as várias fases do treinamento dos operadores.

Assim sendo, o intuito deste estudo é investigar os casos de ATWS contemplados no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 (RFAS-Angra 2)

(ELETRONUCLEAR, 2016) através da utilização de um Simulador de Escopo Total e avaliar o cumprimento dos critérios de aceitação relativos à pressão do Sistema de Refrigeração do Reator.

1.1 Objetivo do trabalho

O objetivo deste trabalho, num primeiro momento, é a análise, através de simulações em tempo real realizadas no Simulador de Escopo Total, dos níveis de pressão atingidos pelo Sistema de Refrigeração do Reator durante eventos ATWS cujos transientes operacionais precursores foram simulados através do código computacional NLOOP (STOLL, 1994) no Relatório Final de Análise de Segurança-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016).

Os transientes operacionais precursores desses eventos ATWS estudados são:

- Perda do dissipador de calor principal, isto é, devido à perda de vácuo do condensador ou fechamento das válvulas de vapor principal com suprimento de potência da estação de serviço indisponível (Modo de Alimentação Elétrica de Emergência);
- Perda do suprimento de água de alimentação principal

Ademais, estes resultados adquiridos têm o objetivo de serem comparados com os dados apresentados no RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016) de forma a garantir a validação da metodologia no uso de um simulador de escopo completo.

Num segundo momento, a partir da validação deste método de análise no Simulador de Escopo Total foram estudados outros transientes operacionais precursores de eventos ATWS presentes no RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016) e que apresentam apenas com estudos de plausibilidade, ou seja, não existem valores quantitativos dos níveis de pressão do sistema de refrigeração do reator alcançados durante os eventos e neste caminho fornecer e desenvolver conhecimento e habilidades para o pessoal da operação da Usina.

Estes demais transientes operacionais estudados neste trabalho foram:

- Perda do dissipador de calor principal, isto é, devido à perda de vácuo do condensador ou fechamento das válvulas de vapor principal com suprimento de potência da estação de serviço disponível;
- Redução de vazão de refrigerante no sistema de refrigeração do reator, isto é, perda de uma bomba de refrigeração do reator;
- Redução da pressão do circuito primário devido a abertura inadvertida de uma válvula de segurança do pressurizador;

1.2 Motivação do trabalho

A primeira motivação desse trabalho foi a possibilidade de confirmar a integridade do Sistema de Refrigeração do Reator em conter todos os radionuclídeos gerados durante os eventos ATWS através de simulações em tempo real em simulador de escopo total de simulador de escopo total.

A segunda motivação foi a possibilidade de utilizar uma ferramenta de alta tecnologia (simulador de escopo total) para estabelecer um método de estudo através da análise das variáveis principais do circuito primário da planta nuclear nos eventos citados. Neste caminho observou-se um hiato neste campo e a necessidade de desenvolver o conhecimento e habilidade necessários para o pessoal de operação de sala de controle de forma a otimizar a operação segura e confiável da usina fornecendo dados e referências de benchmarking e vislumbrar a possibilidade de iniciativa da formação acadêmica de novos engenheiros com uso de simulador.

1.3 Originalidade do trabalho

Este trabalho fornece um estudo, de forma pioneira, dos níveis de pressão atingidos pelo sistema de refrigeração do reator durante eventos ATWS que se apresentam como um hiato com relação a dados e comportamentos/tendências (apenas estudos de plausibilidade) apontados no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2, por meio de simulador de escopo total. Além disso, são obtidos os comportamentos de diversas variáveis de processo ao longo destes eventos ATWS com

esclarecimento operacional de atuação de dispositivos de segurança ativos da planta nuclear de Angra 2.

1.4 Descrição do trabalho

No capítulo 2 serão apresentados a revisão de literatura dos aspectos gerais de segurança em plantas nucleares, um breve histórico do tratamento do tema ATWS pelos órgãos regulamentadores, a definição e as variantes dos eventos ATWS, além de sua identificação, mitigação e domínio pelos sistemas de proteção do reator e sistema de limitação do reator.

O capítulo 3 descreve brevemente a história da simulação, os tipos de simuladores existentes, o tipo de simulador utilizado neste estudo e sua breve história.

O capítulo 4 contempla a revisão bibliográfica e a metodologia estrutura utilizada.

No capítulo 5 são descritos os eventos estudados e os resultados das simulações realizadas com o Simulador de Escopo Total.

O capítulo 6 apresenta a conclusão e sugestões para trabalhos futuros.

Finalmente, no capítulo 7, são fornecidas as referências bibliográficas utilizadas no trabalho.

CAPÍTULO II

REVISÃO DA LITERATURA

2.1 Introdução

Em uma planta nuclear, o confinamento do material radioativo é função fundamental da segurança a ser garantida, tanto em operação normal quanto em caso de ocorrências operacionais previstas (transientes operacionais) e acidentes.

Em particular, deve-se assegurar a segurança da planta durante todas as condições operacionais e acidentes de tal forma que os seguintes objetivos de segurança devam ser atingidos (ELETRONUCLEAR, 2016):

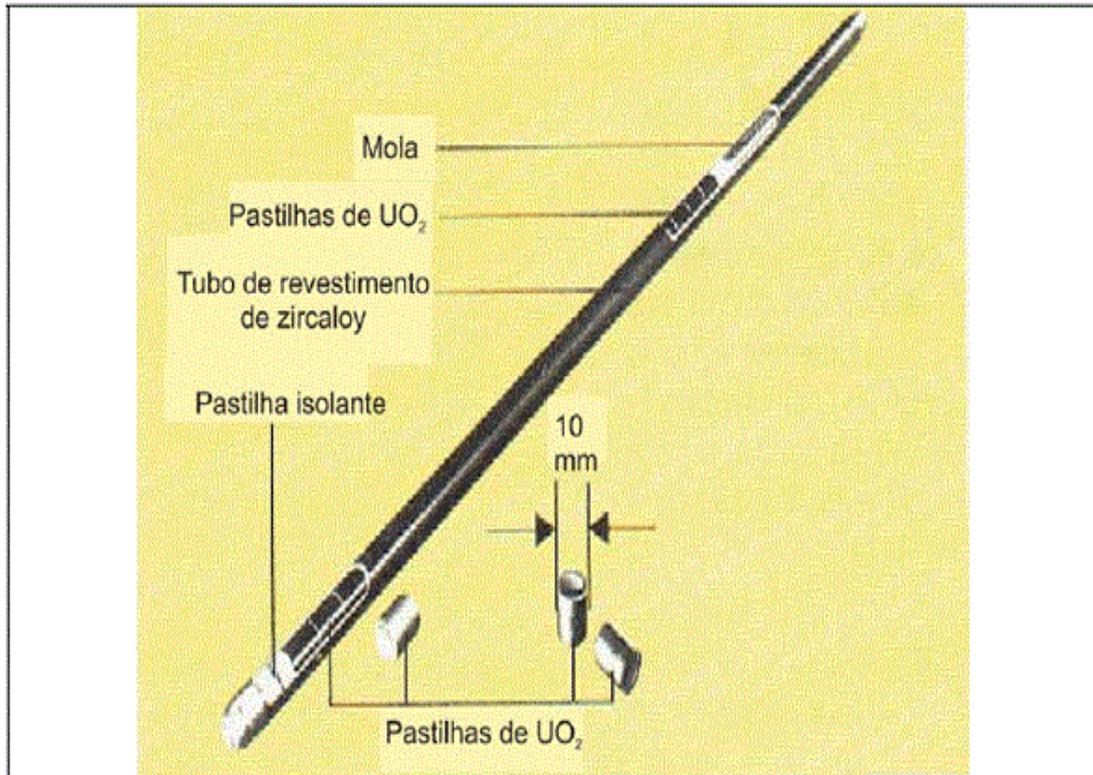
- Desligamento seguro do reator e subcriticalidade a longo prazo;
- Remoção de calor residual a longo prazo;
- Confinamento (retenção) da radioatividade

A forma de se assegurar a segurança da planta é analisar o conceito geral de segurança e a configuração prevista das características de engenharia de segurança de modo a definir as funções de segurança principais a serem acompanhadas ou por meios passivos (ex: barreiras de retenção de radioatividade) ou por meio de atuação de sistemas ativos de segurança (ex: bombas de injeção de segurança).

A hierarquia dos objetivos de segurança e funções de segurança é baseada na prevenção ou mitigação de liberação de radioatividade para o meio ambiente durante transientes operacionais e/ou acidentes e reflete o conceito de defesa em profundidade incorporado pelas seguintes barreiras de radioatividade (MILDNER, 1993):

- 1ª barreira: a barreira mais interna dos produtos de fissão é o combustível nuclear, o próprio dióxido de urânio. Apenas uma pequena fração dos fragmentos de fissão voláteis e gasosos é capaz de escapar da estrutura do combustível pois a grande maioria permanece confinada nas posições vazias na estrutura cristalina da matriz cerâmica do UO_2 . (CNEN, 2006);

- 2ª barreira: o encamisamento do elemento combustível (tubo de revestimento fabricado com uma liga especial chamada zircaloy²) impede a liberação de produtos de fissão da pastilha de combustível para o refrigerante do reator, conforme a figura 1 abaixo:



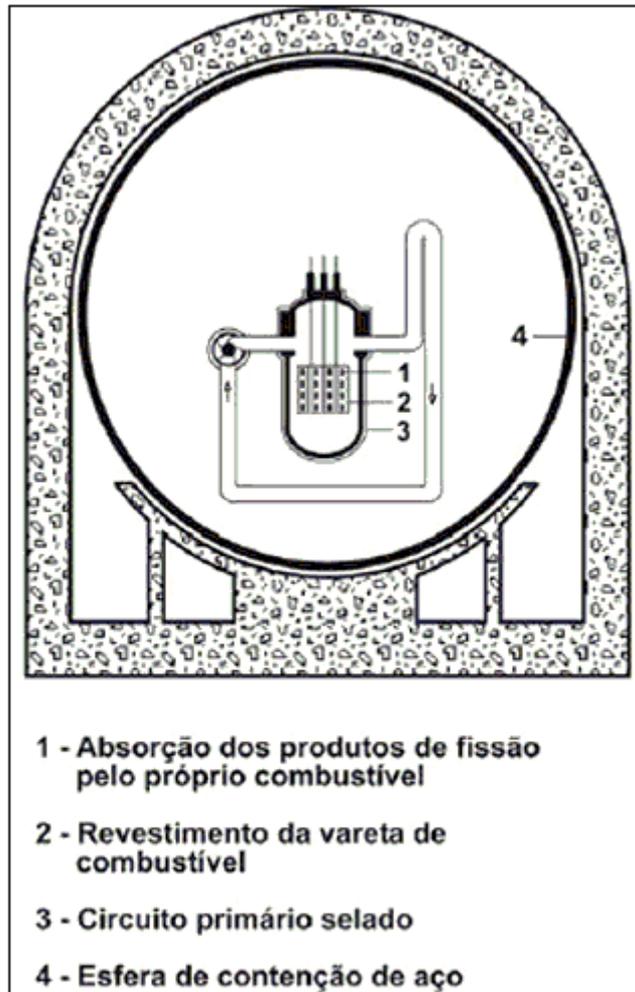
Fonte: NAIRONTEC, 1999

Figura 1 - Vareta Combustível

- 3ª barreira: Não pode ser descartada a possibilidade de difusões através de microfissuras em algumas varetas de combustível durante a operação da usina. Neste caso, os contornos de pressão do refrigerante do reator (chamado de sistema de refrigeração do reator ou circuito primário) impedem a liberação de produtos radioativos do refrigerante do reator para o envoltório da contenção (ELETRONUCLEAR, 2006), de acordo com figura 2;

² Liga de zircônio e estanho desenvolvida pela Westinghouse, nos anos 50, para serem usadas como revestimento (cladding) do elemento combustível nuclear para reatores do tipo PWR (LOBO, R.M E ANDRADE A.H.P., 2010).

- 4ª barreira: a esfera de contenção de aço impede a liberação de produtos radioativos do prédio do reator para o meio ambiente na hipótese de vazamentos postulados no sistema de refrigeração do reator, como pode ser visto na figura 2.



NANONTREC, 1999

Figura 2 - Barreiras de Radioatividade

No âmbito de gerenciamento de acidentes aparecem as funções críticas de segurança cujo seu cumprimento assegura que o risco para o meio ambiente é reduzido sob condições de acidente (ELETRONUCLEAR, 2019).

O cumprimento destas funções críticas de segurança é realizado através componentes ativos e passivos dos sistemas de segurança que respeitam os seguintes princípios de projeto:

- **Redundância:** as consequências de falhas simples aleatórias são evitadas mediante a aplicação do princípio da redundância. Implica em multiplicidade de componentes e sistemas, que são instalados em número maior que o necessário para cumprir suas funções.
- **Diversidade:** com a aplicação deste princípio evitam-se falhas comuns, tais como erros de projeto ou de fabricação em áreas específicas. Implica na utilização de modalidades diferentes de grandezas físicas de medida, fabricantes de equipamentos, entre outros.
- **Separação Física:** para proteção contra falhas que possam afetar os trens redundantes e adjacentes de um sistema, os trens de cada redundância são separados fisicamente entre si.
- **Princípio de falha no sentido seguro:** em certos casos, a aplicação do princípio de “fail-safe” proporciona proteção adicional, visto resultar em uma ação no sentido do aumento da segurança. Sempre que possível, os sistemas de segurança são projetados de tal maneira que falhas nos próprios sistemas ou no suprimento de energia elétrica iniciem ações direcionadas para o lado seguro.

A estrutura das funções de segurança é mostrada na tabela 1 (ELETRONUCLEAR, 2019) abaixo:

| Prioridade | Funções Críticas de Segurança |
|------------|---|
| 1 | Subcriticalidade |
| 2 | Transporte de Calor do Lado do Circuito Primário |
| 3 | Inventário de Refrigerante do Lado do Circuito Primário |
| 4 | Fonte Fria do Lado do Circuito Secundário |
| 5 | Alimentação do Gerador de Vapor |
| 6 | Integridade do Circuito Primário |

Tabela 1 - Tabela de Funções Críticas de Segurança

Outro ponto a ser citado com respeito a segurança da planta nuclear são as interações humanas durante as condições operacionais e acidentes que provocam mais ou menos erros, conforme o tipo de sistema operado e que podem conduzir a variados eventos. Estatísticas diversas indicam que na indústria nuclear, a contribuição do erro humano para a falha de sistemas durante a sequência do acidente é um fator preocupante (IAEA, 2020).

Como condição fundamental para garantir a segurança operacional e um elevado fator de disponibilidade da usina, uma série de treinamentos é aplicada aos técnicos e engenheiros envolvidos na operação da planta. Adicionalmente, o pessoal a ser licenciado pela CNEN deve passar por um treinamento em simulador de escopo total, os quais deverão satisfazer os requisitos da norma CNEN NN 1.01 (CNEN, 2014) . Este tipo de treinamento em simulador está consagrado como a ferramenta mais eficaz e econômica para o desenvolvimento e manutenção da competência da equipe de operação da usina.

Este estudo visa mesclar então duas considerações que envolvem a segurança de reatores nucleares à potência. A primeira consideração, em conformidade com a 3ª barreira de defesa em profundidade, contempla o cumprimento da garantia dos contornos de pressão do circuito primário, ou seja, monitora a capacidade de preservação do sistema de refrigeração do reator (SRR) quando requisitado durante acidentes. Neste caso, eventos ATWS. A segunda consideração, busca uma avaliação do simulador de escopo total no tocante a informação revelada pelo mesmo, durante eventos ATWS, perfazendo a garantia de segurança buscada na tese.

2.2 Uma Breve História da Questão ATWS

A história do ATWS se inicia em janeiro de 1969 numa carta do consultor do ACRS³ (Advisory Committee for Reactor Safety), E.P. Epler, para a secretária executiva do mesmo comitê R.F. Fraley. Esta carta discutia confiabilidades de scram de reatores do

³ ACRS – A história organizacional do Comitê Consultivo para Salvaguardas de Reatores começou em junho de 1947, quando a Comissão de Energia Atômica (AEC), preocupada com a segurança do reator, estabeleceu um grupo consultivo para avaliar os aspectos técnicos de saúde e segurança dos perigos do reator.

tipo BWR (Boiling Water Reactors) e previa que indisponibilidades menores que 10^{-4} por demanda poderiam ser esperadas devido a falha de causa comum (OKRENT, 1981). Nos meses seguintes, o ACRS exigiu o estudo de caminhos para prevenir falhas de desligamento do reator, assim como formas de mitigar as consequências de ATWS.

Desde então, a equipe regulatória tomou várias posições a respeito de eventos ATWS enquanto recebeu grande resistência dos fabricantes e usuários de reatores. O aspecto crucial destes acidentes e que levou ao atraso de uma regulamentação para o combate a este problema era a dificuldade de se determinar a confiabilidade do sistema de trip do reator. Essa dificuldade surgia devido ao efeito da falha de causa comum na disponibilidade do sistema que apresentava considerável incerteza no cálculo das taxas de falha de causa comum (FEDERAL REGISTER OF THE UNITED STATES, 1984). Os fabricantes tinham, consistentemente calculados, valores de indisponibilidade tão baixos quanto 10^{-6} a 10^{-7} por demanda, enquanto a equipe regulatória tinha estimado valores de indisponibilidade 1000 vezes maiores que estes. Naquele momento os dados de experiência operacional eram insuficientes para apoiar as reivindicações dos fabricantes (GIACHETTI, 1989).

Antes da carta de janeiro de 1969, nenhum evento ATWS tinha ocorrido em qualquer reator de potência comercial em operação, mas havia ocorrido um evento precursor no reator de Kahl, na Alemanha, em 1963. Este incidente envolveu falha de causa comum nos relés de trip do reator. Devido a uma mudança no processo de fabricação, o revestimento protetivo dos relés tornou-se pegajoso durante a operação e levou os relés a permanecerem fechados quando foi exigida sua abertura. Felizmente, essas falhas foram identificadas durante um teste de rotina e a situação foi corrigida (U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, 1973)

Em meados de 1970, alguns fabricantes de reatores forneceram resumos de consequências de ATWS para AEC⁴ (Atomic Energy Commission). Westinghouse pareceu ser a melhor posição devido à grande capacidade de alívio de pressão de seus vasos de pressão do reator (VPR). Eles perceberam que a capacidade de alívio levemente aumentada do VPR ou um sistema de injeção de boro adicional poderia resolver o problema. Babcock and Wilcox tinha uma capacidade menor de alívio de pressão e um

⁴ AEC – Atomic Energy Commission – Comissão criada pelo Congresso Americano na Lei de Energia Atômica de 1946 e que regulamentava a área nuclear. Esta comissão foi abolida e em 19 de janeiro de 1975 criou-se a NRC (Nuclear Regulatory Commission).

inventário de água mais baixo no lado secundário dos geradores de vapor. Isso gerou grande preocupação. A preocupação inicial da General Electric foi que os operadores teriam apenas poucos segundos para responder e mitigar com sucesso um ATWS. Eles postularam que o trip das bombas de recirculação poderia resolver o problema.

Em setembro de 1970, a AEC relatou uma posição sobre ATWS para o ACRS. Esta posição indicava que a confiabilidade atual dos sistemas de scram combinada a uma taxa de ocorrência de transientes previstos resultava numa frequência de eventos ATWS inaceitável quando muitas plantas nucleares estivessem em operação. Assim, recomendou as seguintes exigências para os fabricantes (GIACHETTI, 1989):

- Demonstrar com seus projetos que as consequências de ATWS estavam aceitáveis;
- Realizar mudanças no projeto com melhorias significativas na confiabilidade dos sistemas de desligamento rápido do reator.

O ACRS não estava disposto a endossar esta posição e decidiu que maior investigação seria necessária.

Em 1971, ATWS foi declarado uma questão genérica de segurança e, especialmente, para esta finalidade um subcomitê do ACRS foi criado em janeiro de 1971. Nos encontros, os fabricantes afirmavam que suas indisponibilidades do sistema de scram eram menores que 10^{-6} a 10^{-7} por demanda.

Em fevereiro de 1971, a General Electric propôs o trip da bomba de recirculação como um back-up para o sistema de trip na planta de Newbold Island. Entretanto, em março, algumas plantas questionaram esta proposição (OKRENT, 1981). Este tratamento dicotômico exemplificava a aversão dos fabricantes e usuários de reatores por qualquer tipo de alteração ou melhoria nas plantas existentes. Este papel de se evitar modificações nas plantas nucleares desempenhou um papel importante no prolongamento da questão ATWS.

Em julho de 1971, a equipe da AEC encaminhou um relatório para o ACRS que concluía que o trip da bomba de recirculação aumentava substancialmente a probabilidade das plantas nucleares lidarem com um evento ATWS (OKRENT, 1981).

Isso foi, essencialmente, a mesma posição da AEC em setembro de 1970. O ACRS, desta vez, concordou rapidamente e emitiu uma carta de aprovação em 10 de maio de 1972, aparentemente resolvendo a questão (OKRENT, 1981).

Entretanto, a AEC mudou sua posição num relatório draft datado de 30 de novembro de 1972. Esta nova posição exigia que “novas plantas”, isto é, aquelas com registro de permissão de construção num futuro próximo, tivessem dois sistemas de scram independentes. Esta nova posição foi encaminhada ao ACRS em janeiro de 1973 e sua aprovação aconteceu em abril de 1973. Essa posição foi publicamente adotada em setembro de 1973 com a publicação do relatório WASH-1270 (U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, 1973).

Este relatório, WASH-1270, deu um objetivo global de segurança e, também, um objetivo quantitativo de segurança, pois baseado em alguns números um tanto arbitrários como para intervalos de recorrência para acidentes fora da base de projeto (ATWS, aparentemente, se encaixava nessa categoria), a equipe da AEC concluiu que eventos ATWS não deveriam levar a acidentes sérios, isto é, que causassem o derretimento do núcleo ou consequências maiores que aquelas permitidas no 10 CFR 100 (NRC, 2020) com uma frequência maior que 10^{-7} por reator.ano (U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, 1973) (OKRENT, 1981). A equipe da AEC sentiu que com a publicação do WASH-1270, o “problema” ATWS estava resolvido e, em fevereiro de 1974, o ACRS moveu o “problema” ATWS para a coluna resolvida em sua lista de itens genéricos.

Apesar deste ponto de vista dos órgãos regulamentadores, os fabricantes de reatores não apresentaram quaisquer propostas concretas de sistemas de scram diversos. Vários fabricantes queixaram-se que os critérios indicados pela AEC não davam suficiente orientação para novos projetos (OKRENT, 1981).

Em outubro de 1975, a equipe da AEC se reuniu com o ACRS para discutir uma possível revisão do relatório WASH-1270 com respeito a plantas com registro de permissão de construção após 01 de outubro de 1976, para as quais um sistema de scram diversificado era exigido. Quatro alternativas foram discutidas variando de nenhuma mudança no relatório WASH-1270 até uma reavaliação total. A AEC recomendou que as consequências de ATWS nas plantas citadas fossem toleráveis por outras mudanças de projeto, se necessário. Esta mudança teve a concordância do ACRS. Com isso, voltou-se,

efetivamente, a posição pré-WASH-1270, a qual era a posição de abril de 1972, setembro de 1970 e era a posição preferida do ACRS (GIACHETTI, 1989).

Esta discussão inicial revelou e expôs, quase sete anos após a questão ATWS ter nascido, que muito tempo foi perdido até que o ACRS chegasse a mesma posição por três vezes.

Em 19 de janeiro de 1975 foi criada a “*Nuclear Regulatory Commission*” (NRC) e a AEC foi extinta. Durante os anos que se sucederam e com o apoio do ACRS, a equipe regulatória da NRC tentou implementar novas mudanças e recebeu forte resistência de fabricantes e usuários. É durante este período que a aversão de fabricantes e usuários para modificações nas plantas foi, talvez, mais proeminente em retardar a resolução da questão ATWS. Eles perceberam que os custos para se adequar aos requisitos da NRC eram significantes, porém não justificados (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1975). A alegação dos fabricantes estava baseada no relatório WASH-1400 (publicado em outubro de 1975) que mostrou que ATWS não era o maior contribuinte para o risco (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1975).

No outono de 1976, o “*Electric Power Research Institute*” (EPRI) começou a publicar uma série de relatórios intitulados: “*ATWS: Uma reavaliação*”. Eles concluíram que as indisponibilidades do sistema de scram eram muito mais baixas que 10^{-4} e que ATWS não era uma ameaça significativa para saúde e segurança do público (MCCLYMONT, 1982).

Finalmente, em março de 1977, a NRC estabeleceu uma força tarefa para resolver a questão ATWS. Em julho de 1977, a equipe da NRC reportou as conclusões para o ACRS. Essas conclusões reiteraram a posição de outubro de 1975, que era, essencialmente, a mesma posição de abril de 1972 e a de setembro de 1970.

Apesar disso, em abril de 1978, a equipe da NRC levou uma nova posição sobre ATWS para o ACRS em um relatório intitulado: “*Anticipated Transients without Scram for Light Water Reactors*” (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1978) alterando o objetivo de segurança de 10^{-7} eventos ATWS inaceitáveis por reator.ano para 10^{-6} eventos ATWS inaceitáveis por reator.ano. Esta mudança foi aparentemente baseada na probabilidade de derretimento do núcleo de 10^{-5} por reator.ano calculada no relatório WASH-1400 (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1975),

e ainda, que a intenção do relatório WASH-1270 era excluir a questão ATWS dos acidentes base de projeto (U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, 1973). Além disso, a equipe da NRC estimou que a frequência de eventos ATWS com consequências aceitáveis era de 2×10^{-4} por reator.ano. Por último, usou tanto métodos determinísticos quanto probabilísticos para determinar as abordagens de projeto necessárias para cada fabricante cumprir seu objetivo (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1978). Esta nova posição exigia uma diversidade das barras absorvedoras de nêutrons do sistema de desligamento do reator, ao passo que as posições anteriores da NRC não exigiam (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1978). Existiu forte oposição da indústria nuclear, e até mesmo o ACRS não estava pronto para endossar esta posição diferenciada das anteriores (OKRENT, 1981).

No início de 1979, após o relatório NUREG/CR-0400 (LEWIS, H.W. ET AL, 1978) e o endosso dos membros do ACRS a este relatório, a equipe da NRC propôs uma posição imensamente revisada sobre ATWS que refletia a dificuldade de modificação de plantas nucleares. Para plantas em operação e plantas em construção, a ênfase era nas mudanças de circuitos de poderiam melhorar a confiabilidade do sistema de scram. Para plantas a serem construídas, a ênfase era ainda nas mudanças de hardware para mitigar as consequências de ATWS. A equipe usou um julgamento de engenharia para chegar a esta nova posição, uma vez que os membros do ACRS estabeleceram que métodos probabilísticos por si só não poderiam ser usados para fornecer uma base para licenciamento (OKRENT, 1981).

Como consequência do acidente de Three Mile Island (28 de março de 1979), a NRC propôs uma posição mais rigorosa sobre ATWS e a indústria nuclear se opôs novamente. Até mesmo o ACRS tomou uma posição requerendo menos modificações nas plantas nucleares. Porém, em 28 de junho de 1980, um segundo precursor de ATWS ocorreu, desta vez na Unidade 3 de Browns Ferry (um reator tipo BWR) quando 76 das 185 barras de controle falharam em inserir no núcleo por completo quando o desligamento rápido do reator foi exigido (U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1980). Este evento sublinhou a urgência da questão ATWS e a necessidade de se lidar de forma rápida e eficaz.

Em setembro de 1980, a equipe da NRC finalmente pareceu retornar ao caminho de solução da questão ATWS num relatório numerado SECY-80-409 (NRC, 1980). Neste relatório foi recomendado ao ACRS publicar uma regra para exigir melhorias em projetos

de reatores nucleares de forma a reduzir a probabilidade de eventos ATWS e mitigar as consequências destes eventos (MATSON, 1984).

Várias considerações foram propostas a respeito da questão ATWS tanto por parte de fabricantes e usuários quanto por parte da NRC, nos períodos posteriores. Até que entre os dias 22 e 25 de fevereiro de 1983, dois eventos ATWS ocorreram na usina nuclear de Salem - Unidade I, um PWR Westinghouse. Felizmente, em ambos os casos o reator foi tripiado manualmente pelo operador do reator dentro de 30 segundos após o trip automático ter falhado e não houve nenhum dano ao núcleo do reator e nenhuma liberação de radioatividade para o meio ambiente

Esses dois eventos de transientes previstos sem scram (ATWS) na planta nuclear de Salem - Unidade I foram considerados os eventos operacionais mais significativos em termos de segurança do reator desde o acidente de Three Mile Island. Falhas simultâneas de equipamentos de Salem resultaram na primeira vez em que uma planta nuclear comercial nos EUA teve seu desligamento automático do reator falhado após sinal validado pelo sistema de proteção do reator. A usina estava operando em níveis de potência baixos (aproximadamente 20% de potência do reator) em ambas as 2º eventocasiões e foram, prontamente, tripiadas manualmente. Os eventos de Salem tiveram apenas dias de intervalo e o primeiro ocorreu sem que os operadores reconhecessem que o sistema de trip do reator automático falhou. Uma avaliação deste evento pelo gerenciamento de Salem erroneamente concluiu que as ações manuais para desarmar o reator pelo operador tinham sido tomadas antes da resposta do sistema automático, embora dados operacionais estivessem disponíveis e, se analisados devidamente, teriam impedido o segundo evento de ATWS.

Os Eventos de Salem:

Durante fevereiro de 1983, uma falha no sistema de scram automático ocorreu duas vezes num período de 3 dias na usina nuclear de Salem Unidade 1 (PWR – Westinghouse). Nesta primeira falha de scram, o operador não notou a falha, porque o reator foi manualmente tripiado e o operador assumiu um problema no sensor. O operador notou a segunda falha e manualmente iniciou o scram, o qual desligou o reator com segurança. Investigações da segunda falha de scram revelaram que o sistema de scram automático também falhou em realizar sua função 3 dias antes (LANNING, 1991).

Uma explicação sucinta destes eventos ocorridos em Salem – Unidade I é descrita abaixo:

O evento de ATWS ocorrido em Salem no dia 22 de fevereiro de 1983 envolveu o sistema de água de alimentação principal com o reator a cerca de 20% da potência total. A bomba de água de alimentação acionada a vapor, que fornece vazão de água de alimentação de reposição aos geradores de vapor, perdeu a alimentação elétrica, isto é, ocorreu um trip desta bomba quando uma transferência de alimentação elétrica de energia externa para a energia interna do sítio falhou. A perda de água de alimentação principal resultou em um baixo nível de gerador de vapor e um sinal de trip concomitante do reator. No entanto, os disjuntores de trip automático do reator falharam ao abrir. O reator foi tripiado manualmente devido à avaliação simultânea do operador da necessidade em acionar este desligamento, considerando que houve falha no sensor (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983).

| Time (min. sec) | Event |
|-----------------|--|
| 0 | Plant stable at 20% full power Main feedwater in automatic |
| 0+ | Bus de-energized Loss of reactor coolant pump and main feedwater pump |
| 1.54 | Low low steam generator level Auto reactor trip signal Auxiliary feedwater system auto start |
| 1.58 | Manual reactor trip |
| 9.00 | Safety injection |
| 11.00 | Second reactor coolant pump lost Two Porvs ^a open |
| 16.00 | Safety injection terminated Porvs ^a closed Plant stable |

^a Porv – power-operated relief valve.

Fonte: Lanning, 1991

Tabela 2 - ATWS em Salem no dia 22 de fevereiro de 1983

O evento de ATWS ocorrido em 25 de fevereiro de 1983 não foi uma perda de água de alimentação principal. Foi um problema de controle de nível de gerador de vapor em baixa potência. O fluxo de água de alimentação estava sob controle manual com o reator a aproximadamente 12% da potência total. Devido à dificuldade de equilibrar, pelo

operador, a vazão de água de alimentação principal, a vazão de vapor principal e o nível do gerador de vapor em baixa potência, o nível da água de alimentação principal caiu suficientemente atingindo um alarme de nível baixo em um gerador de vapor correspondente para iniciar um sinal de desligamento automático do reator. Novamente, o reator falhou o desligamento automático e foi necessário um trip manual (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983).

| Time (.min.sec) | Event |
|-----------------|--|
| 0 | Plant stable at 12% full power Main feedwater in manual Steam generator level unstable |
| 0+ | Low low steam generator level Auto reactor trip signal Auxiliary feedwater system auto start Possible false alarm No scram indicated |
| 0.25 | Manual reactor trip Plant stable |
| 30-60 | Reactor trip system and instrumentation checks Both breakers fail repeated test ATWS identified |

Fonte: Lanning, 1991

Tabela 3 - ATWS em Salem no dia 25 de fevereiro de 1983

Espantosamente, estes eventos em Salem não causaram uma grande reavaliação das regras sobre ATWS propostas, porém em julho de 1983 a NRC recomendou a publicação da Regra de ATWS Final e uma regra específica para reatores Westinghouse (MATSON, 1984).

Em 26 de junho de 1984, a NRC publicou a regra final sobre ATWS que adotou a seguinte abordagem:

- Aumento da vazão do sistema reserva controle volumétrico para reatores BWR's;
- Inclusão de disjuntores de trip do reator exigindo diversidade.
- Trip automático da turbina e iniciação automática do Sistema de Água de Alimentação de Emergência para reatores do tipo PWR's.

A data efetiva da regra ATWS foi 26 de julho de 1984 e a implementação era para ser concluída até a segunda parada para reabastecimento após a data de vigência ou até a data de emissão de uma licença autorizando operação com uma potência 5% maior que a potência total da planta (FEDERAL REGISTER OF THE UNITED STATES, 1984).

2.3 O Evento ATWS

2.3.1 Definição

ATWS é um acrônimo para “*Anticipated Transients Without Scram*” (U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, 1973).

A primeira parte do ATWS, “transientes previstos”, está preocupado com os vários desvios operacionais que podem acontecer durante a vida útil de uma usina nuclear. Estes desvios das condições de operação normal são chamados “transientes operacionais previstos”. Eles são diferenciados de “acidentes”, pois têm uma probabilidade de ocorrência muito mais alta (ELETRONUCLEAR, 2016). Existem vários tipos de transientes previstos, alguns de natureza bastante trivial e outros que são mais significativos em termos das demandas impostas aos equipamentos da planta. Plantas nucleares são projetadas com vários sistemas de controle e segurança para evitar efeitos adversos a partir de transientes operacionais previstos (OKRENT, 1978).

A segunda parte do ATWS, “sem scram”, está preocupada com o sistema de proteção do reator. O sistema de proteção do reator envolve numerosos instrumentos, cabos, amplificadores, dispositivos de comutação, alarmes, set points, barras de controle e mecanismos de acionamento. É arranjado para detectar condições fora do normal da planta e instituir automaticamente a ação de desligamento rápido do reator. Se as condições da planta indicam que existe uma situação de potencial dano ao reator, a reação automática do sistema de proteção do reator é atirar rapidamente as barras de controle para dentro do núcleo do reator para interrupção da reação nuclear. Esta forma mais drástica de resposta automática do sistema de proteção do reator, que resulta num desligamento rápido do reator é chamada de scram do reator ou trip do reator (U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION, 1973).

Em alguns transientes operacionais previstos, o desligamento rápido do reator, e daí a rápida redução de quantidade de calor gerado pelo núcleo do reator, é um importante passo na garantia de que nenhum dano para planta ocorra. Então, se algum tipo de transiente operacional previsto ocorrer e, apesar de todo o cuidado incorporado no sistema de proteção do reator, um scram não acontecer, um evento ATWS está caracterizado.

2.3.2 Variantes de ATWS

A falha da queda de barras de controle poderá ser diferenciada através de duas variantes:

Variante 1:

O sinal de scram não é formado ou não consegue percorrer o caminho até os magnetos de sustentação das barras de controle, ou seja, houve uma falha da instrumentação e controle do sistema de proteção do reator. Porém, neste caso, ainda existe a possibilidade de inserção ou queda de barras de controle por meio do Sistema de Limitação do Reator ou até mesmo manualmente no painel de proteção do reator.

A indisponibilidade neste caso é de $< 5 \times 10^{-7}$ (ELETRONUCLEAR, 2015).

Considera-se, também, nesta variante que a válvula de alívio do pressurizador não está disponível.

Variante 2:

Ocorre a falha mecânica das barras de controle (barras presas). Neste caso, nem scram, nem o sinal do sistema de limitação do reator, conseguem realizar a movimentação ou queda das barras de controle.

A indisponibilidade neste caso é de $< 4 \times 10^{-6}$ (ELETRONUCLEAR, 2015).

Considera-se que não possa ser efetuada nenhuma movimentação de barras de controle, ou seja, não haverá queda ou inserção de barras de controle na presença do sinal de trip do reator. Porém, ocorrem todas as outras ações que devem ser ativadas por este sinal de desligamento rápido do reator, como por exemplo, o desligamento rápido da turbina.

Fica bem claro que a variante 2 conduz, através do calor produzido e não removido, a uma elevação de temperatura e pressão no circuito primário de forma muito mais drástica. Como consequência ocorre uma atuação das válvulas de segurança do pressurizador com consequente redução de pressão e perda parcial de refrigerante do reator. Aliada aos coeficientes de refrigerante do combustível e do refrigerante, a redução da potência do reator inicia-se com a formação de vazios (bolhas de vapor) no refrigerante do reator levando a uma piora considerável da moderação dos nêutrons e, por conseguinte, um aumento de reatividade negativa. Este comportamento está de acordo com o conceito de segurança intrínseca. Esta variante 2 foi considerada neste estudo pois reflete os resultados mais adversos para pressão do refrigerante (ELETRONUCLEAR, 2016).

2.3.3 A Identificação e o Domínio dos Eventos ATWS:

2.3.3.1 Sistema de Proteção do Reator

O sistema de segurança previsto para uma usina nuclear, deve proteger a usina contra exigências inadmissíveis em caso de acidentes previstos, mantendo os efeitos destes sobre o meio ambiente e sobre a população dentro dos limites preestabelecidos. Este sistema é composto de dispositivos de segurança passivos, dispositivos de segurança ativos e do Sistema de Proteção do Reator, conforme figura 3.



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2014

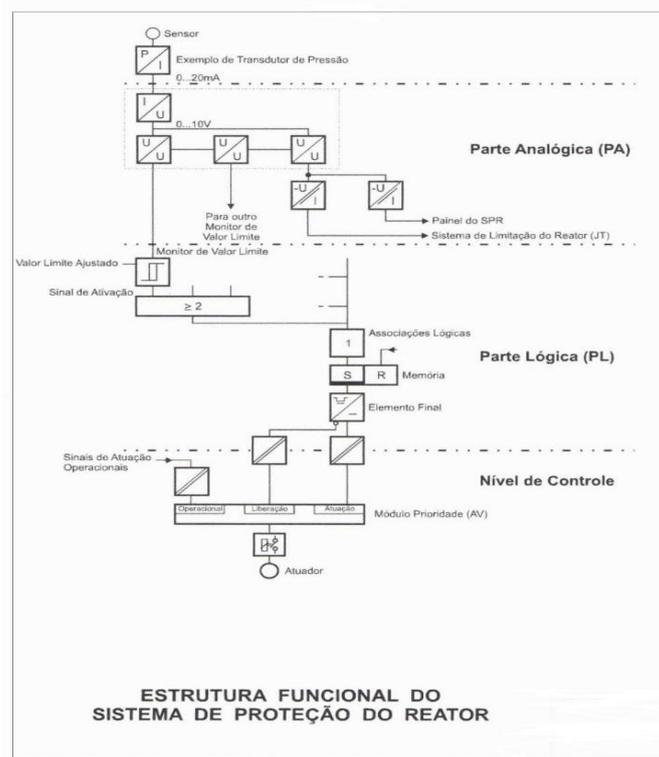
Figura 3 - Definição do Sistema de Segurança

Os princípios de projeto para garantir a alta confiabilidade dos sistemas de segurança são:

- Montagem redundante dos sistemas mecânicos e de instrumentação e controle;
- Aquisição de valores de medição redundantes e diversificados;
- Prioridade e desacoplamento da I&C dos sistemas de segurança em relação aos sistemas operacionais;
- Separação física das redundâncias;
- Garantia de suprimento elétrico de emergência através de geradores diesel de emergência;
- Segurança construtiva contra eventos externos e terremotos.

As ações para o domínio dos acidentes são iniciadas pelo Sistema de Proteção do Reator (SPR), como parte do sistema de segurança.

A estrutura funcional do Sistema de Proteção do Reator se inicia através de aquisição analógica, conforme figura 4, de valores de medição coletada das variáveis de processo específicas para acidentes, as quais ao atingirem determinados valores limites geram sinais de ativação através de circuitos lógicos. Os sinais do Sistema de Proteção do Reator ativam o desligamento rápido do reator (RESA) e acionam os dispositivos de segurança ativos necessários para o domínio do acidente (ETN, 2004).



Fonte: Eletronuclear, 2004

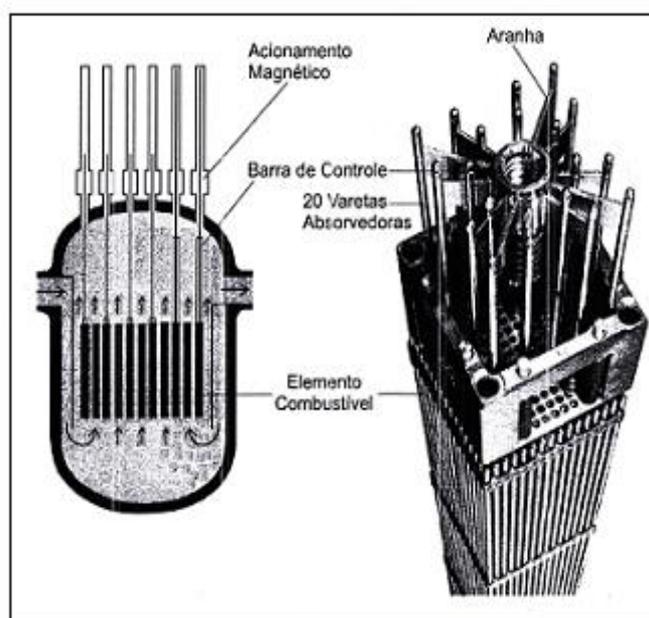
Figura 4 - Estrutura Funcional do SPR

Todos os sistemas importantes para a segurança estão disponíveis em 4 trens fisicamente separados na montagem, no suprimento de alimentação elétrica de emergência e dos sistemas auxiliares importantes para a segurança que dão suporte para a realização de combate ao acidente.

O Sistema de Proteção do Reator possui funções claramente definidas. Ele deve reconhecer acidentes, que interrompam ou dificultem a remoção de calor do núcleo do reator ou que tenham como resultado a liberação de atividade inadmissível para o meio ambiente ativando as ações de proteção necessárias para o domínio do acidente (ELETRONUCLEAR, 2004).

Os acidentes são reconhecidos através de discrepâncias entre os valores medidos das variáveis físicas e os valores predeterminados pelo projeto de análise de segurança da usina. O Sistema de Proteção do Reator processa os dados e aciona, através de sinais prioritários, os dispositivos de segurança (por exemplo: as barras de controle).

A barra de controle, na verdade, é um conjunto formado de 20 varetas absorvedoras de nêutrons constituídas de uma liga Ag-In-Cd (Prata-Índio-Cádmio) presas a um suporte denominado de “aranha” em que uma haste, designada “barra de acionamento”, é conectada a este suporte para movimentar o conjunto através de um sistema de 3 bobinas magnéticas, de acordo com a Figura 6. Totalmente inseridas, essas barras de controle têm profundidade de inserção de 383 cm (Posição Inferior Final).



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2004

Figura 6 - Princípio de Funcionamento das Barras de Controle

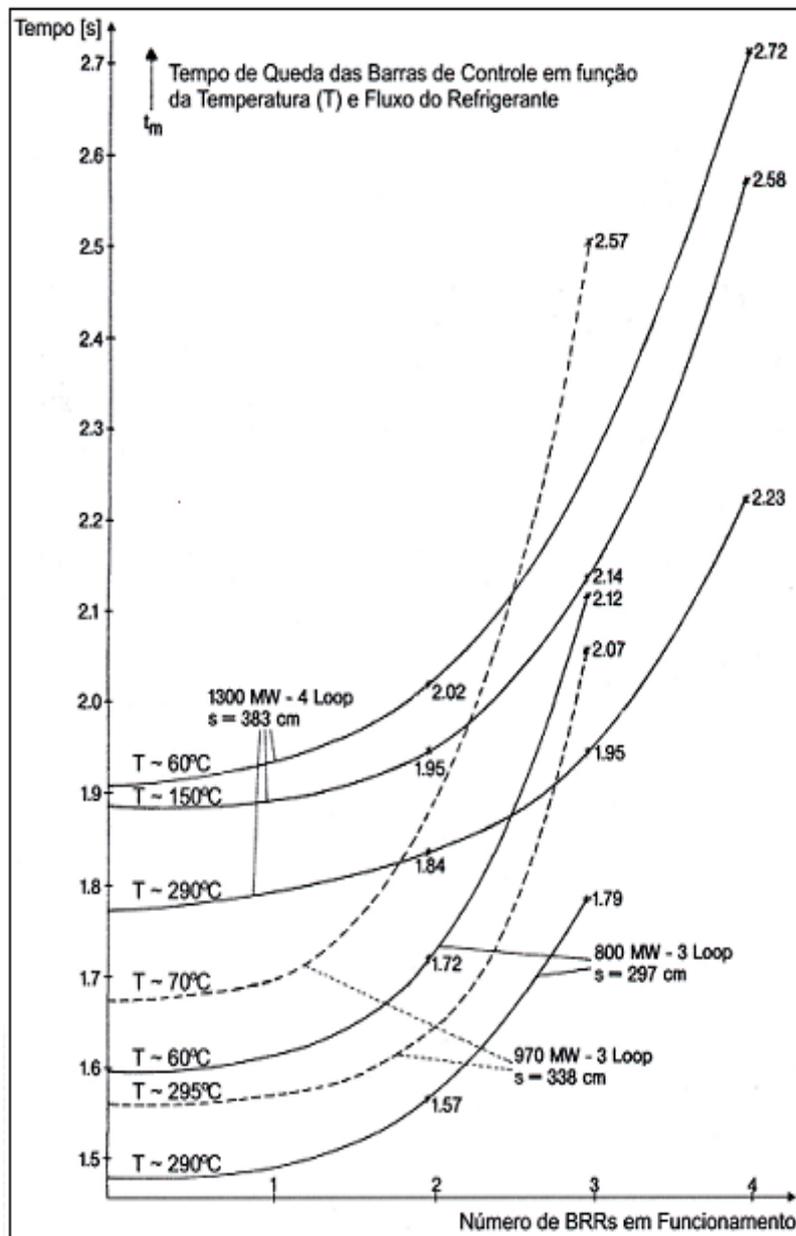
Por princípio, as barras de controle estão organizadas simetricamente em grupos de quatro, os assim chamados “Bancos de Barras de Controle”. Este grupo de 4 barras de controle só pode ser movimentado em conjunto, quando requerido. As barras de controle são divididas em dois diferentes grupos que são: Bancos-L (“*Leistung*”⁵) e Bancos-D (“*Doppler*”⁶), cada um com suas funções explicitadas abaixo (ELETRONUCLEAR, 2018):

⁵ “*Leistung*” – termo em alemão; tradução: potência.

⁶ “*Doppler*” – relacionado ao efeito de alargamento das regiões de ressonâncias que contribui para uma maior perda de nêutrons.

- Bancos-D – São chamados de bancos de controle de potência e servem para controlar a temperatura média do refrigerante, compensar variações de reatividade que surgem devido a movimentação dos Bancos-L, colocar a disposição a reserva necessária de reatividade para os casos de variações de carga e operação de partida e parada da planta, e reduzir rapidamente a potência da planta através de queda de barras de controle (pares de barras de controle), como consequência de atuações do Sistema de Limitação do Reator, como por exemplo em rejeição de carga ao consumo próprio, perda de bomba de refrigeração do reator ou perda de bomba de água de alimentação principal. Suas localizações no núcleo do reator podem ser vistas na figura 5.
- Bancos-L – São chamados de bancos de desligamento e servem para assegurar uma reatividade de desligamento necessária para o caso de desligamento rápido do reator, controlar a distribuição axial de densidade de potência e compensar variações rápidas e grandes da temperatura média do refrigerante ou de transientes de potência. Suas localizações no núcleo do reator podem ser vistas na figura 5.

Em caso de desligamento rápido do reator (RESA), o mecanismo das barras de controle assegura um desacoplamento imediato das barras de acionamento para que todas as barras de controle (Bancos-L e Bancos-D) caiam por gravidade dentro do núcleo do reator. Quando as bombas de refrigeração do reator (BRR) estiverem operando, a pressão do sistema de refrigeração do reator de 157 bar e a temperatura da perna quente em, aproximadamente, 325° C, ou seja, reator a 100% da potência total, verifica-se tempos de queda de barras de controle em torno de 2,3 segundos (ELETRONUCLEAR, 2016). Para temperaturas mais frias num reator de 1300 MW – 4 loops e altura do núcleo de 383 cm (tipo Angra 2), podemos observar, como exemplo, na figura 7 (ETN, 2003).



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2003

Figura 7 - Tempo de Queda de Barras de Controle

O Sistema de Proteção do Reator, apesar de parecer que não participa, inicialmente, no controle e domínio do evento devido a falha na queda de barras de controle, continua atuando de forma essencial na mitigação do evento ATWS, pois o sinal de RESA gerado também atua em outros dispositivos importantíssimos para o domínio do acidente, como por exemplo: desligamento rápido da turbina (sinal TUSA) e o fechamento das válvulas de controle de plena carga de água de alimentação principal.

2.3.3.2 Sistema de Limitação do Reator

O Sistema de Limitação do Reator apresenta 3 funções principais que são:

- Limitação da Potência do Reator (*RELEB*) – tem a função de monitorar, limitar e, se necessário, reduzir a potência do reator;
- Limitação de Movimentação de Barras de Controle (*STAFAB*) – tem a função de monitorar e garantir a reatividade de desligamento (margem de desligamento) durante operação à potência e durante a subcriticalidade.
- Limitação de Massa, Pressão e Gradiente de Temperatura do Refrigerante do Reator (*MADTEB*) – serve para monitorar, limitar e reconduzir as variáveis de massa, pressão e temperatura de entrada do reator para suas faixas de operação segura.

No caso de falha de desligamento rápido do reator, ou seja, falha do sistema de proteção do reator, as barras de controle não serão inseridas no núcleo do reator. Portanto, é necessária uma outra forma de se interromper a reação em cadeia (fissão nuclear) existente no núcleo do reator. Neste âmbito aparecem os dispositivos do sistema de limitação do reator (*STAFAB*) que perfazem um papel importante na identificação do evento ATWS através da monitoração da queda de barras de controle e se, após a presença da ativação do sinal de RESA (desligamento rápido do reator), as barras de controle não atingirem a posição inferior final (383 cm) ocorrerá uma injeção de ácido bórico com 7000 ppm de boro para que a potência do reator seja reduzida.

Para poder realizar as contramedidas corretas em caso de falha do sinal de desligamento rápido do reator durante transientes operacionais, é realizado no sistema de limitação do reator através da função STAFAB um reconhecimento apropriado para o caso de ATWS.

Para este reconhecimento de ATWS, ou seja, falha no desligamento rápido do reator é utilizado o critério de monitoração da queda de barras de controle após RESA. É gerado um sinal chamado RESAK (falha do sinal RESA). Após cada ativação do sinal RESA, é verificado na STAFAB, para cada redundância, se o valor médio das indicações de posição analógica de barras de controle nos quadrantes correspondentes é maior que 300 cm de inserção. Após três segundos, se isso não ocorrer, será atuada uma memória que indicará que houve um ATWS (ELETRONUCLEAR, 2015).

Uma visão simplificada da formação do sinal RESAK no sistema de limitação do reator pode ser verificada na figura 8.

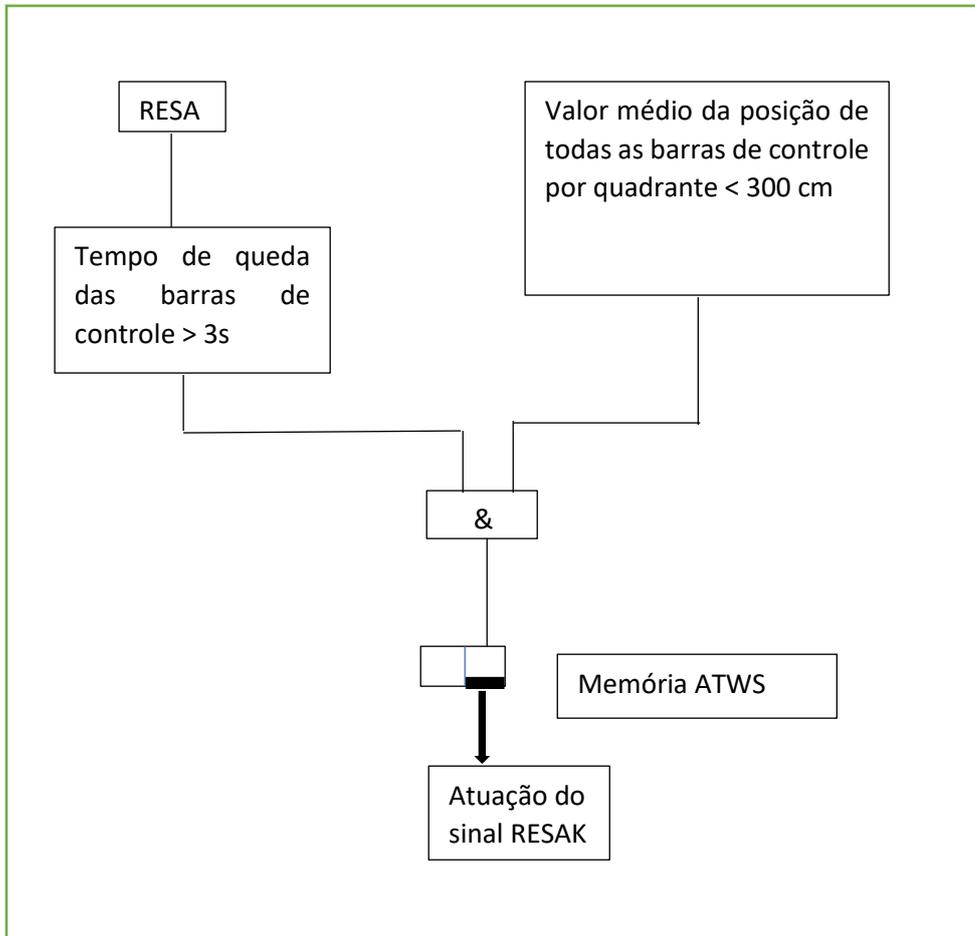


Figura 8 - Formação Simplificada do sinal RESAK

Com o adjutório do sinal RESAK, disparam-se comandos através da função MADTEB do sistema de limitação do reator que visam o desligamento seguro do reator através:

- da injeção de ácido bórico pelo sistema de injeção de ácido bórico e pelo sistema de boração adicional;
- partida da 2ª bomba de carregamento da alta pressão;
- desligamento das bombas de refrigeração do reator;
- dispositivo de aspersão para o PZR do sistema de controle volumétrico é bloqueado;

- dispositivos de aspersão para o PZR do sistema de boração adicional são bloqueados;
- aquecedores do PZR são bloqueados desligados;

O desligamento do reator, então, é realizado através da injeção de ácido bórico pelo sistema de limitação do reator e através das características inerentes ao design do reator, como os coeficientes de reatividade do combustível, do refrigerante e de vazios.

CAPÍTULO III

SIMULADORES

3.1 Uma breve história da simulação

Simulação é uma representação da operação ou características de um sistema através do uso ou operação de outro (HOUGHTON MIFFLIN COMPANY, 2000) ou até mesmo pode ser uma representação da criação de certas condições que existem na vida real usando computadores, modelos, etc., geralmente para propostas de estudo e treinamento (OXFORD UNIVERSITY, 2016).

O certo é que a simulação trata de uma área da tecnologia imprescindível no desenvolvimento e segurança de plantas nucleares, visto ter uma importância incontestável na aquisição de conhecimento (GAVIRA, 2003).

A comunidade nuclear foi pioneira na evolução de modelos de avaliação de treinamento de operadores. Já na década de 1970, os modelos analíticos existiam para análise de segurança, modelos 3D para distribuições de potência, códigos de análises de transientes e modelos de duas fases para eventos DBA. Porém, havia uma severa restrição devido às capacidades computacionais limitadas. A simulação em tempo real foi possível apenas com computadores analógicos ou híbridos. Mas já na década de 1980, os simuladores de escopo completo se tornaram comuns, capazes de simular o processo em tempo real. Os circuitos principais foram descritos com códigos de execução rápida para transientes e o núcleo do reator com emulação tridimensional. Todas as tubulações de processo, automação, sistemas de I&C e elétricos foram simulados com uma precisão necessária para geração de medições e sinais para interface do operador (MIETTINEN, 1997).

O acidente da Usina Nuclear de TMI-2, em 1979, ativou a evolução dos códigos de segurança no sentido de se compreender mais profusamente todas as condições de acidentes. Na época, não era possível simular um grande LOCA em tempo real. Porém, um pequeno LOCA conseguiu ser controlado pelo operador e, posteriormente, uma família de códigos foi criada para simulação de LOCA em tempo real. O desenvolvimento

dos modelos de simulação de acidentes graves para fins de análise também foi criado após o acidente da usina nuclear de TMI-2. O acidente de Chernobyl, em 1986, expandiu o interesse por códigos neutrônicos mais precisos (MIETTINEN, 1997).

Ainda nos anos 90, foi feita uma separação entre análise de processo e simulação de processo. É a melhor definição chamar de simuladores as instalações de uma específica planta nuclear com uma interface de usuário. Esta interface pode ser realizada através de CRT's (Computer Display Terminal) ou de painéis fixos.

Nos dias atuais, os simuladores são amplamente confiáveis e capazes de prever o comportamento dos processos.

3.2 Tipos de Simuladores

O treinamento do pessoal de operação é o principal objetivo na segurança e confiabilidade de vários processos industriais (CORCUERA, 2013) e isso, se apresenta de forma bastante nítida e clara quando se trata de uma instalação nuclear.

Na época do acidente de Three Mile Island (TMI), em 1979, havia poucos simuladores de sala de controle em operação na indústria nuclear mundial.

Simuladores têm sido usados extensivamente em planejamento e projeto de sistemas nucleares por décadas. A evolução das ferramentas dos simuladores tem sido dirigida pelo crescimento das tecnologias computacionais. Como as tecnologias computacionais diminuíram em custo e aumentaram o desempenho, a capacidade das ferramentas de simulação para resolução de problemas cada vez mais complexos num tempo menor se aprimorou (BÉLANGER e VENNE, 2001).

O adequado treinamento dos operadores de sala de controle numa planta nuclear é uma condição essencial para garantia da segurança, confiabilidade e um alto nível de disponibilidade em sua operação (RODRIGUES, 1997).

Para isso, existem alguns tipos de simuladores mostrados a seguir (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2004) (MIETTINEN, 1997):

- Simulador de princípios básicos: um simulador que ilustra conceitos gerais, demonstrando e exibindo o processo físico fundamental de uma planta nuclear.

Os principais objetivos do uso de um simulador de princípios básicos são ajudar os operadores a entender processos físicos fundamentais e compreender a operação básica de sistemas complexos e a operação geral de uma planta.

- Simulador de Escopo Total: simulador que incorpora modelagem detalhada dos sistemas de uma planta nuclear referenciada com a qual o operador interage no ambiente real da sala de controle. Os consoles operacionais da réplica da sala de controle estão incluídos. O comportamento do processo nas condições estacionárias, transientes e acidentes é simulado com velocidade real. Não é uma ferramenta para treinamento individual e sim, para a equipe de operação de turno completa (MIETTINEN, 1997).
- Simulador de tarefas: um simulador que pode incorporar modelagem detalhada de uma planta referenciada, mas apenas de alguns sistemas ou partes de sistemas, permitindo que um operador seja treinado especificamente em apenas alguns sistemas operacionais.
- Simulador de sala de controle que não seja de escopo total: um simulador que não fornece a mesma interface homem-máquina da planta a qual é referenciada. O modelo das características termo hidráulicas e neutrônicas da planta pode ser o mesmo de um simulador de escopo completo ou pode ser menos abrangente. Geralmente, para um simulador desse tipo, a interface homem-máquina é fornecida através de monitores controlados por computador e telas de toque. Essas exibições e controles podem ser semelhantes aos da planta referenciada ou podem ser simplificados.

O treinamento em simulador de escopo total 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 com relação ao evento treinado (RODRIGUES, 1997).

Além dos aspectos técnicos, que continuam sendo enfatizados no uso de simuladores de escopo total, é dada maior atenção às habilidades sociais, como comunicação, tomada de decisão e trabalho em equipe que tornam-se imprescindíveis na mitigação de qualquer acidente (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2004).

3.3 Histórico do Simulador de Angra 2

O simulador de Angra 2 foi construído pela empresa Thomson-CSF (França) e Siemens/KWU (Alemanha) entre maio de 1978 e setembro de 1982, nas instalações da Thomson-CSF, na cidade de Cergy, França (KWU, 1984; RODRIGUES, 1997).

Devido a atrasos que ocorreram na construção da central nuclear de Angra 2 e, por conseguinte, o adiamento do treinamento dos operadores para a planta, a empresa Furnas Centrais Elétricas S.A., na época compradora desta tecnologia e responsável pela operação da Usina citada, decidiu empreender um acordo com a Siemens/KWU, com o objetivo do simulador ser utilizado, temporariamente, para treinamento de operadores na Alemanha. O simulador foi então instalado na cidade de Karlstein, e parte das receitas obtidas com este treinamento de pessoal foi transferido para Furnas Centrais Elétricas S.A. A operação do simulador na Alemanha, incluindo os períodos de instalação, testes, utilização eficaz de formação de operadores e desmontagem do simulador, ocorreu entre outubro de 1982 e fevereiro de 1985 (RODRIGUES, 1997).

Em março de 1985, o simulador foi transportado para o Brasil e instalado no centro de treinamento em Angra dos Reis. Foi inaugurado em julho de 1985 (RODRIGUES, 1997).

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 do simulador foi continuamente testada pelo pessoal da Siemens/KWU durante as fases de projeto, comissionamento e operação de plantas similares (KWU, 1984).

O Centro de Treinamento Avançado de Simulador (CTAS) tem implementado, desde o começo de sua operação no Brasil, um extensivo programa de treinamento para operadores, gerentes e pessoal de comissionamento e licenciamento de várias plantas nucleares, além dos operadores de Angra 2.

Através deste programa, o CTAS tem oferecido também treinamento teórico e prático para pessoal da Alemanha (Siemens/KWU e plantas nucleares de Grohnde, Philippsburg, Brokdorf, Isar, Emsland e NeckarWestheim, da Espanha (Conselho de Segurança Nuclear e para planta nuclear de Trillo), da Argentina (Nucleoelétrica Argentina S.A. e as plantas nucleares de Atucha I e Embalse), da Suíça (planta nuclear de Goesgen-Daeniken), dos EUA (INPO) e de organizações brasileiras como CNEN, IPEN e ELETROPAULO (RODRIGUES, 1997).

Existem duas categorias de pessoal licenciado para operação de plantas nucleares que são regulamentados pela CNEN: Operadores de Reator Sênior e Operadores de Reator. Para estas categorias a CNEN estabelece regras e regulamentos em que são requeridos aprovação em programas de treinamentos e certificação através de exames oral e escrito independentes. Todas as atividades relacionadas a estes grupos são revisadas pela CNEN. Operadores licenciados requerem um retreinamento bianual e suas licenças são renovadas a cada dois anos, após aplicação de programas específicos de treinamento revisados pela CNEN (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2002).

Atualmente o simulador realiza o retreinamento de todos os operadores de sala de controle das unidades 2 e 3 mantendo suas licenças ativas de acordo com as normas CNEN NN 1.01, que é aplicada a toda pessoa física designada pela organização operadora de reatores nucleares a manipular os dispositivos ou mecanismos que afetam diretamente a reatividade ou o nível de potência do reator ou dirige as atividades autorizadas de operadores de reator licenciados (CNEN, 2014), CNEN NE 1.06 que tem por objetivo estabelecer os requisitos de saúde para a qualificação de operadores de reatores nucleares (CNEN, 1980) e CNEN NE 1.26 que tem por objetivo estabelecer os requisitos mínimos necessários para garantir que a condução da operação de usinas nucleoeletricas seja mantida sem risco indevido à saúde e à segurança da população como um todo e ao meio ambiente (CNEN, 1997).

3.4 O Simulador



Figura 9 - Sala de Controle do Simulador

O simulador possui os seguintes equipamentos:

- Equipamento da sala de controle, que é uma réplica funcional da sala de controle de Angra 2 e apresenta 1280 indicadores, 380 janelas de alarmes, 80 gravadores de 2 linhas, 31 gravadores de 6 pontos e 5 gravadores de 12 pontos.
- Sistema de computador (software), 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 da sala de controle, o sistema de computador e o sistema instrutor.

O sistema de computador original, inicialmente, era composto por três computadores GOULD/SEL 32/75, UM COMPUTADOR GOULD/SEL 32/77 e periféricos associados. Estes quatro 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 (RODRIGUES, 1997).

Esta configuração de hardware foi alterada para dois computadores GOULD/SEL 32/75 e dois computadores GOULD/SEL 32/77 e, posteriormente, para a configuração de um computador GOULD/SEL 32/75 e três computadores GOULD/SEL 32/77 (RODRIGUES, 1997).

Devido ao aumento de problemas de manutenção de hardware, causados principalmente, pela falta de peças de reposição para esses computadores no Brasil e a necessidade de mais potência 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 empresa 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 o tempo de migração total.

O desenvolvimento de simuladores para usinas nucleares é uma tarefa difícil e de constante aplicação, onde o software deve ser desenvolvido com soluções ad hoc. Os componentes de software devem melhorar o desenvolvimento do simulador, permitindo custos mais baixos e maior flexibilidade na utilização do mesmo (DÍAZ e GARRIDO, 2004)

A seleção provou ser acertada e, com bastante êxito, este novo sistema foi colocado em operação o início de 1995, menos de dois anos após a sua instalação no Centro de Treinamento Avançado de Simulador (RODRIGUES, 1997).

A migração do software consistiu no processo de conversão do software do simulador a partir dos computadores GOULD/SEL 32/75 e GOULD/SEL 32/77, rodando sob o antigo sistema operacional RTM 7.1 para o computador ENCORE RSX-6841-D (32 bits), com o sistema operacional MPX-32 Release 3.5, memória cache de 32 MB, memória principal de 16 MB e capacidade do disco de 1.2 GB (duplo) (RODRIGUES, 1997).

A estação do instrutor consiste: de um console móvel, que pode ser manipulado da sala do instrutor ou da sala de controle do simulador e permite a inserção de eventos ou atividades observando a atuação do treinando e monitorando os parâmetros relevantes influenciados pela atuação do operador e resposta da planta. Pode-se armazenar e cancelar condições iniciais do evento em andamento, além de realizar um “freeze”, no qual o evento pode ser congelado ou paralisado em qualquer situação para que se possa discutir e avaliar o desempenho dos operadores devido a ações realizadas, ações que ainda acontecerão ou até mesmo conceitos termodinâmicos.

A estação do instrutor permite também gravação do comportamento dinâmico dos parâmetros simulados e ações do operador, podendo ser efetuada uma avaliação posterior do exercício de treinamento e desempenho dos operadores em treinamento.

A simulação do evento foi iniciada a partir do posto do instrutor onde são gerados os comandos específicos para o software de simulador referentes ao evento proposto. Os recursos de software do simulador possuem uma estrutura modular, em que cada sistema corresponde a um programa e cada programa é dividido em módulos. Os programas são chamados pelo monitor de simulador (programa principal) em uma sequência pré-definida.

As entradas dos painéis de controle são encaminhadas por meio de sistemas dedicados de aquisição de dados para o computador de simulação. As saídas do computador de simulação são retornadas aos painéis de controle ou console por meio de computadores de entrada/saída. Além disso, as informações temporais armazenadas são disseminadas para terminais de exibição inteligentes que estão localizados em todos os painéis de controle e consoles operacionais para que o operador possa analisar as tendências das variáveis operacionais disponíveis.

Neste interim, a praticidade de uso de simulador fica explícita na possibilidade de monitoração e acionamento em tempo real dos sistemas de segurança durante os eventos

em análise com possibilidade de congelamento do cenário para avaliação e entendimento do evento. Além disso, é possível repetir o cenário em um curto período de tempo e analisar os resultados obtidos (IAEA, 2019). Porém, como ponto negativo, esta forma de análise é dificultada devido ao acesso restrito, visto que estes ambientes são frequentados apenas por pessoal envolvido na operação da planta nuclear.

Pode-se, igualmente, demonstrar que mesmo eventos complexos podem ser exibidos com sucesso (Leineman, K. et al., 2017) e possuem alto grau de confiabilidade de dados, pois passam por intensa fiscalização pelo órgão regulamentador (CNEN).

CAPÍTULO IV

METODOLOGIA

4.1 Revisão Bibliográfica

Os eventos ATWS vem sendo estudados desde os tempos incipientes de discussão sobre a questão ATWS, ou seja, desde os anos 70 através de publicações dos fornecedores de reatores nucleares já mostrando suas preocupações acerca do tema, como: a Westinghouse, (GANGLOFF, 1971), a General Eletric (MICHELOTTI, 1971) e a Babcock & Wilcox (SCOTT, CALAN, *et al.*, 1972). Ao longo dos anos, os eventos ATWS foram examinados pelos órgãos regulamentadores com maiores riquezas de detalhes e dados referentes às confiabilidades dos sistemas envolvidos na mitigação destes eventos e dos transientes operacionais precursores de tais eventos apontados, a título de exemplo em: (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1975), (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1978) e (POLOSKI, MARKSBERRY, *et al.*, 1999).

Com o avanço das tecnologias computacionais, deu-se crescimento às simulações de acidentes. Entre alguns destes acidentes e transientes operacionais estão: o acidente com perda de refrigerante (LOCA⁷), ATWS e quebra de linha de vapor principal. Com isso, estas simulações foram sendo cada vez mais desenvolvidas e modernizadas através de códigos computacionais, como RELAP (GUNTER, 2003), NLOOP (OELMAN, 2001), RETRAN (MCFADEDEN, 1988) entre outros. Não obstante, estas simulações realizadas, num primeiro momento, por fabricantes e órgãos regulamentadores, foram se expandindo e se intensificando entre operadores e centros de pesquisa nucleares, analisando cada um os transientes operacionais previstos mais limitadores e capazes de gerar as piores respostas para suas usinas.

Os estudos sobre esses acidentes utilizaram em muito estes códigos computacionais de modo a se obter o conhecimento na mitigação de tais eventos e comportamento dos sistemas de segurança envolvidos, tais como: (ANDRADE e SABUNDJIAN, 2002) que avaliaram o desempenho de sistema de segurança a partir de

⁷ LOCA – Loss of Coolant Accident

uma pequena ruptura no sistema de refrigeração do reator originando uma queda de nível do pressurizador devido à perda de refrigerante do reator, (BORGES, 2001) que analisou a ruptura média do circuito primário através do código RELAP (GUNTER, 2003) e (LADIEU, RAU e STATILE, 1981) realizou uma avaliação do acidente hipotético de quebra de linha de vapor principal para a Usina de Seabrook, localizada nos Estados Unidos, por meio do código RETRAN. Além disso, observamos (ALLAF, LULE e COLAK, 2020) que apresenta o desenvolvimento do código computacional TM2-RIA para análises de transientes e estado estacionário de reatores de pesquisa tipo TRIGA do Instituto de Energia da Universidade Técnica de Istambul, na Turquia.

Os eventos ATWS receberam atenção dos operadores das usinas devido a sua baixa probabilidade de ocorrência devido à alta confiabilidade dos sistemas de proteção do reator, porém em termos de entendimento da mitigação e atuação dos sistemas de segurança mostrou-se bastante aconselhável.

(CHEN, WANG, *et al.*, 2014) mostraram a utilização do código TRACE/SNAP na análise de um ATWS e (RADAIDEH, KOZLOWSKI e FARAWILA, 2019) manusearam o mesmo código computacional para análise de um acidente com perda de refrigerante (LOCA).

(PARK, SONG, *et al.*, 1999) avaliaram uma sequência de ATWS com trip da turbina, retirada de barras de controle e perda de água de alimentação nas usinas de Ulchin 3 e 4, localizadas na Coreia do Sul utilizando o código computacional MIDAS/PK em acoplamento com o código MELCOR.

(KLIEM, MITTAG, *et al.*, 2008) apresentaram a questão de ATWS através de uma aplicação consistente do uso do código de cinética de nêutrons DYN3D em combinação com o código termo hidráulico ATHLET.

(NASER, SEHGAL e AGEE, 1981) mostram análises onde uma adição da extensão das propriedades de vapor para níveis de pressão maiores foi realizada ao código RETRAN-2 para realização de cálculos de ATWS mais realistas.

(CARVALHO, FULFS, *et al.*, 1985) manifestaram condições severas para o sistema de refrigeração do reator durante falha do suprimento elétrico de energia.

(JANBAZI e REZAIE, 2019) salientam neste artigo a análise dos cenários de acidentes em uma usina nuclear juntamente com a revisão dos sistemas de segurança,

investigando um ATWS com a modelagem do reator da usina de Bushehr, localizada no Irã, pelo código MELCOR.

(LEE e YUN, 2001) apresentaram, no campo de segurança intrínseca do reator, uma avaliação do coeficiente de reatividade do moderador durante evento ATWS nas Usinas Ulchin 1 e 2 usando o código MARS 1D. Os transientes operacionais envolvidos neste foram: perda total de água de alimentação, perda de vácuo no condensador, falha da válvula de isolamento de vapor principal, perda de suprimento elétrico externo e retirada inadvertida de barras de controle.

Além destes, assinalamos (FERETLÉ, DEBREEIN, *et al.*, 1992), que apresenta cálculos da perda total de água de alimentação realizados através do código RELAP5/Mod.2. Este código apresenta-se bastante utilizado em termos de estudos de outros acidentes previstos em usinas nucleares como, por exemplo a perda de refrigerante do reator.

Outro estudo relacionado a perda total de água de alimentação principal, como transiente operacional precursor de ATWS, foi realizado por (RAGHEB, IKONOMOPOULOS e JONES, 1990) cuja análise abrangeu os acidentes ATWS acontecidos na usina de Salem, nos Estados Unidos e que indicam análises sobre os comportamentos dinâmicos de pressão e temperatura do circuito primário.

Neste interim, observamos que (YOUN, LEE, *et al.*, 2014) avaliaram os eventos ATWS gerados a partir da perda de água de alimentação e, também, e da perda do suprimento elétrico de energia para um reator OPR-1000⁸.

Ademais, (KAO e HUANG, 1994) mostram estudos sobre ATWS a partir da perda de água de alimentação e perda de vácuo no condensador, como transientes precursores e (YANHUA, 1995) que avalia resultados com relação a três tipos de ATWS: perda de suprimento elétrico de energia, perda de água de alimentação e retirada não controlada de barras de controle.

⁸ Reator OPR-1000 – Reator nuclear de 1000 MW_e (PWR), projetado na Coreia do Sul e desenvolvido pelas empresas KHNP e KEPCO.

(PAPER e RISHER, 1983) realizam uma comparação entre o código de análise de loop LOFTRAN desenvolvido pela Westinghouse e o código computacional RETRAN-01 desenvolvido pelo EPRI⁹.

(GRUSH, WOERTH e KOIZUMI, 1983) no qual um ATWS iniciado pela perda de água de alimentação foi simulado através do código computacional RELAP/Mod. 1.

(SUN, SUNG, *et al.*, 2008) apresentaram estudos a respeito de ATWS a partir da perda de água de alimentação que mostrou ser o transiente mais limitante com respeito à sobrepressurização do circuito primário para usina nuclear de Kori 1.

(GLASER, KRAJNC, *et al.*, 1998) e (CERNE, TISELJ e PARZER, 2000) ampliaram os estudos de acidentes para avaliações através de simuladores de escopo total tratando os eventos para modelagem e validação dos simuladores. Assim como (XIAOBIN, 1996) que avalia o processo operacional do evento ATWS e uma solução geral com a máxima flexibilidade é fornecida através de um método de avaliação múltiplo.

Os simuladores de escopo total são reconhecidos mundialmente como o único método realista para fornecer em tempo real um treinamento prático para os operadores de forma a responder corretamente e mitigar possíveis acidentes. Além disso, são uma ferramenta valiosa para apoiar o desenvolvimento e a validação de procedimentos operacionais de emergência baseados em sintomas, para validar procedimentos de operação normal da planta, testar modificações de projeto propostas na planta, conduzir estudos de engenharia e treinar outros funcionários de suporte técnico da planta. (SELVATICI, CASTANHEIRA, *et al.*, 2015).

A intervenção humana pode ser muito eficaz se houver um entendimento completo da situação operacional da Usina. Assim, uma interface eficiente entre o homem e a máquina é importante não apenas para evitar erros humanos, mas também para ajudar o operador a lidar com imprevistos (SWATON *et al.*, 1987). Portanto, a alta fidelidade dos simuladores de escopo completo fornece um ambiente de treinamento que enfatiza a configuração da sala de controle para que os operadores entendam os sistemas de segurança do reator e sigam os procedimentos operacionais e de emergência de maneira apropriada e interpretada para redução do erro humano em situações operacionais reais

⁹ EPRI – Electric Power Research Institute – Organização de interesse independente sem fins lucrativos que conduz pesquisa, desenvolvimento e projetos em geração de eletricidade.

(IAEA, 2019), ou seja, a capacidade do simulador de representar de perto as condições reais e o ambiente que são vivenciados é crítica para o valor de treinamento recebido (IAEA, 2004).

Neste conjunto também devem ser mencionados simuladores digitais de escopo total que será proposto para futura usina de Angra 3, que se encontra em construção. Portanto, (BORING, AGARWAL, *et al.*, 2013) documentam melhorias e insights nestes novos tipos de simuladores.

Nesta conjuntura foi percebida uma oportunidade a ser continuamente preenchida no desenvolvimento de conhecimento de acidentes nas plantas nucleares brasileiras e, a partir daí, conduzimos este estudo sobre simuladores, treinamento e cognição de acidentes.

4.2 Estrutura

A estruturação aplicada neste trabalho envolve um estudo que intenciona avaliar os níveis de pressão atingidos pelo sistema de refrigeração do reator durante eventos ATWS, cujos transientes operacionais iniciadores estão estabelecidos no Relatório Final de Análise de Segurança – Angra 2 (RFAS-A2), através de simulações em tempo real executadas no Simulador de Escopo Completo. Além disso, algumas variáveis operacionais foram exibidas de forma que o entendimento dos eventos seja mais bem auxiliado.

Os transientes operacionais precursores dos eventos ATWS estudados foram os seguintes, de acordo com o RFAS-A2 (ELETRONUCLEAR, 2016):

- Perda do dissipador de calor principal devido à perda de vácuo no condensador com suprimento de alimentação elétrica disponível;
- Perda do dissipador de calor principal com suprimento de alimentação elétrica indisponível – Modo de Alimentação Elétrica de Emergência;
- Perda total do suprimento de água de alimentação principal;
- Redução da vazão de refrigerante;
- Redução da pressão do circuito primário devido à abertura inadvertida da válvula de segurança do pressurizador;

As variáveis operacionais estudadas foram as seguintes:

- Pressão do sistema de refrigeração do reator
- Potência do reator
- Potência do gerador elétrico
- Nível do pressurizador
- Temperatura de entrada do reator
- Temperatura de saída do reator
- Vazão do sistema de boração adicional
- Pressão do tanque de alívio do pressurizador

4.3 – Condições Iniciais da Planta

A condição inicial da planta de Angra 2 considera a operação da usina a plena carga (100% de potência) com as variáveis de processo em seus valores de referência para este nível de potência. A análise é realizada para uma potência térmica de 3765 MW_t. As condições iniciais principais da planta são listadas abaixo na Tabela 4 (ELETRONUCLEAR, 2016):

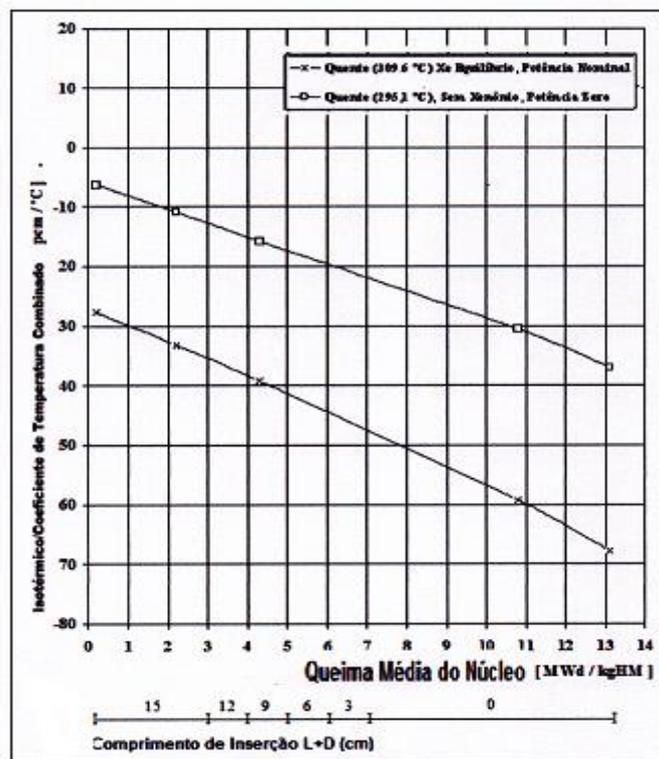
| Parâmetros a 100% de potência | Valor Nominal |
|--|----------------------|
| Potência Térmica do Reator | 3765 MW _t |
| Potência Térmica no Gerador de Vapor | 3782 MW _t |
| Temperatura Média do Refrigerante | 309,6° C |
| Temperatura de Saída do Reator | 328,1° C |
| Temperatura de Entrada do Reator | 291,3° C |
| Vazão Total do Refrigerante | 19554 Kg/s |
| Vazão Total de Vapor Principal | 2055,6 Kg/s |
| Pressão do Refrigerante | 157 bar |
| Pressão do Gerador de Vapor | 64,5 bar |
| Nível do Pressurizador | 8,0 m |
| Nível do Gerador de Vapor | 12,2 m |
| Vazão Total de Água de Alimentação Principal | 2058,3 Kg/s |

Tabela 4: Condições Iniciais da Planta

A falha mecânica de todas as barras de controle é assumida, pois produz os resultados mais adversos para a pressão do sistema de refrigeração do reator estando apenas as propriedades inerentes ao núcleo e a adição adicional de boro pelos sistemas de controle volumétrico e boração adicional iniciados pelo sinal RESAK disponíveis para a redução da potência do reator (ELETRONUCLEAR, 2016). Consequentemente, as barras de controle não podem ser inseridas no núcleo, nem pelos comandos de queda de barras de controle do sistema de proteção do reator, nem pelos comandos de inserção ou queda de barras de controle do sistema de limitação do reator. De acordo com as Diretrizes da RSK¹⁰ (Comissão de Segurança do Reator) (RSK, 1981) , nenhuma falha adicional deve ser considerada em conexão com o evento ATWS, isto é, todos os outros demais sistemas de segurança devem estar operáveis (ELETRONUCLEAR, 2016).

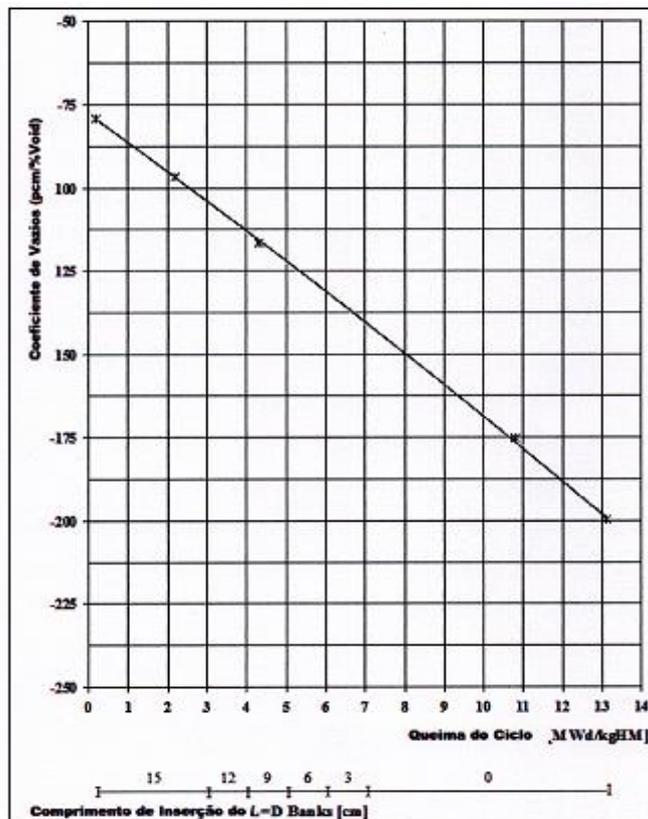
Foi adotada a condição de início de vida do ciclo de queima de combustível pois representa a situação em que o coeficiente de temperatura do combustível, do refrigerante e de vazios apresentam seus valores menos negativos (ELETRONUCLEAR, 2020), conforme figuras 10 e 11. Ao passo que ocorra a queima de combustível ao longo do ciclo estes valores vão se tornando mais negativos.

¹⁰ RSK – Reaktor-Sicherheitskommission (Reactor Safety Commission) – A RSK assessora o Ministério Federal de Segurança Nuclear na Alemanha em questões relativas à segurança nuclear.



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2020

Figura 10 - Coeficiente de Reatividade de Temperatura Combinado x Queima Média do Núcleo



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2020

Figura 11 - Coeficiente de Reatividade de Vazio x Queima Média do Núcleo

O RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016) apresenta os valores das máximas pressões do sistema de refrigeração do reator atingidas durante os eventos ATWS, exclusivamente, para os seguintes casos de transientes operacionais precursores de ATWS:

- Perda do dissipador de calor principal com suprimento de alimentação elétrica indisponível – Modo de Alimentação Elétrica de Emergência;
- Perda total do suprimento de água de alimentação principal;

Estes dois casos foram estudados no RFAS-A2 (ELETRONUCLEAR, 2016) através de uma versão específica do código computacional NLOOP – NLPAN2/Mod. 1.04 (OELMAN, 2001) e do sistema de código computacional acoplado S-RELAP5/NLPAN2 Mod. 1.00 (GUNTER, 2003).

Tornou-se duvidoso que estes dois casos confinavam os maiores valores de pressão do refrigerante atingidos. E, diante desta hesitação, foram realizados para os demais casos meramente estudos de plausibilidade (ELETRONUCLEAR, 2016). Este conteúdo de estudos de plausibilidade, no entanto, não fornecem os valores de pressão atingidos pelo sistema de refrigeração do reator, de forma que tenhamos a informação do efeito dos transientes operacionais iniciadores em eventos ATWS sobre, por exemplo, a ocorrência de abertura da 1ª ou 2ª válvulas de segurança do pressurizador, se ocorreu a partida ou não das bombas de injeção de segurança ou das bombas de remoção de calor residual e, até mesmo, se houve liberação de refrigerante para contenção a partir do rompimento dos discos de ruptura do tanque de alívio do pressurizador (TAP).

No tocante a este tipo de informação seria necessária a utilização de determinados códigos computacionais, o que necessitaria de uso de mão de obra qualificada e custos elevados.

Este presente estudo visa, desta forma, a obtenção do fechamento desta lacuna. Para isso, num primeiro momento foram simulados os dois casos abordados no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016) através de códigos computacionais. Estes casos foram comparados com o método de estudo através de simulador de escopo total de modo a validar esta metodologia. E, num segundo momento, foram realizadas as simulações dos demais transientes operacionais iniciadores de eventos ATWS, apresentados no RFAS-A2 (ELETRONUCLEAR, 2016), que indicam

apenas estudos de plausibilidade visando à consecução dos valores máximos de pressão do sistema de refrigeração do reator atingidos.

CAPÍTULO V

DESCRIÇÃO DOS EVENTOS E RESULTADOS

5.1 Introdução

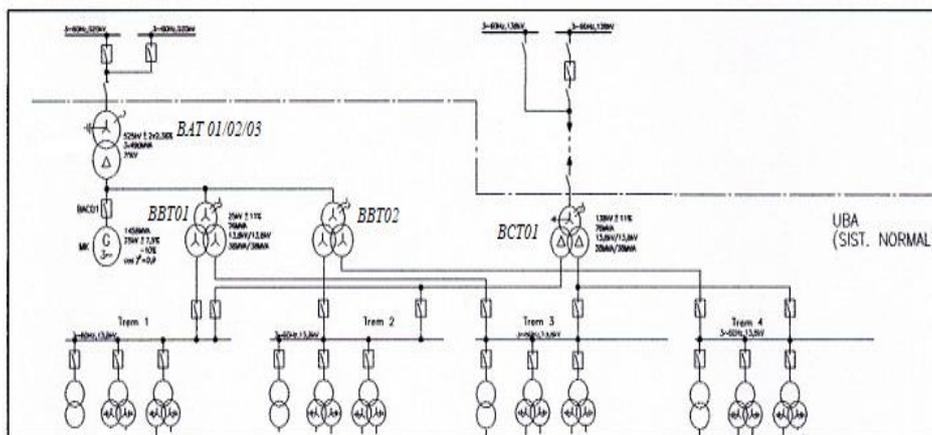
Neste primeiro momento, conforme foi dito anteriormente, foram realizadas as análises dos transientes operacionais precursores de ATWS que apresentam dados qualitativos no RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016). São eles:

- Caso 1: Perda do dissipador de calor principal com suprimento de alimentação elétrica indisponível – Modo de Alimentação Elétrica de Emergência;
- Caso 2: Perda total do suprimento de água de alimentação principal

5.2 Caso 1: Modo de Alimentação Elétrico de Emergência

O fornecimento de energia elétrica aos diversos consumidores elétricos é concebido de forma a realizar a remoção de calor residual do núcleo e manter a integridade da contenção durante os acidentes postulados.

O turbo gerador durante operação normal da usina, além de fornecer energia à rede externa principal (525 KV) através dos transformadores elevadores (BAT01/02/03), supre os sistemas auxiliares de consumo próprio através de dois transformadores auxiliares (BBT01/02), conforme pode ser visto na figura 12.



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2002

Figura 12 - Representação Simplificada Parcial do Sistema Elétrico

Uma perda total da alimentação auxiliar através dos transformadores auxiliares (BBT01/02) não causa de maneira imediata a partida dos geradores diesel de emergência. Antes, a usina tenta efetuar uma transferência automática da alimentação elétrica para a rede externa através do transformador de rede externa de 138 KV (BCT01), mostrado na figura 12. Como este transformador da rede externa não é dimensionado para alimentar todos os consumidores, vários consumidores serão desligados, entre eles: as bombas de refrigeração do reator e todas as bombas de água de alimentação principal.

Um insucesso nestas transferências automáticas para os transformadores da rede externa gera a atuação do sistema de proteção do reator com consequente partida dos geradores diesel de emergência alimentando apenas os consumidores de emergência para desligamento seguro da planta e remoção do calor residual do núcleo do reator. A partida dos geradores diesel acontece dois segundos após a queda inicial de tensão e/ou frequência nos barramentos elétricos.

A figura 12 indica um diagrama simplificado das fontes de energia para alimentação elétrica dos consumidores auxiliares da usina. O turbo gerador alimenta os transformadores BBT01/02 e estes, por conseguinte, alimentam os barramentos elétricos dos trens 1,2,3 e 4, que fornecem energia elétrica aos consumidores conectados a estes barramentos. Em caso de falha destes transformadores, ocorre uma transferência automática para o transformador BCT01.

O sistema de suprimento elétrico de emergência é composto de oito geradores diesel montados em dois sistemas de emergência autárquicos, cada um composto de 4 geradores diesel de emergência. A rede de emergência 1 é interligada a rede de 4,16 KV e a rede de emergência 2 é interligada a rede de 480 KV.

Com a partida dos geradores diesel de emergência apenas os componentes necessários à parada segura da usina e remoção de calor residual do núcleo do reator são alimentados com energia elétrica. Isto significa que no lado do circuito primário as bombas de refrigeração do reator são desligadas, sendo que o transporte de calor do núcleo do reator para os geradores de vapor permanece sendo realizada através de circulação natural. Do lado secundário, o condensador, como dissipador principal de calor, e a estação de desvio de vapor principal não permanecem disponíveis devido à perda das bombas de condensado principal, assim como as bombas de água de

alimentação principal, visto que essas citadas bombas não são alimentadas pelos geradores diesel de emergência (SOARES, 2014).

O caso 1 (Modo de Alimentação Elétrica de Emergência) estudado se inicia com o desligamento rápido da turbina (trip da turbina) simultaneamente a manifestada perda total de alimentação elétrica, que ocasionou a falha dos sistemas auxiliares da usina, tais como: perda das bombas de refrigeração do reator (BRR), bombas de água de alimentação principal, bombas de condensado principal e bombas de água de circulação principal.

Com o trip da turbina, ocorreu uma diminuição da extração de vapor a partir dos geradores de vapor devido ao fechamento rápido das válvulas de controle da turbina e, conseqüentemente, uma redução na remoção de calor do núcleo do reator. Como resultado, verificou-se um abrupto aumento na pressão de vapor principal que levou ao aumento das temperaturas (entrada e saída do núcleo do reator) do refrigerante, nível do pressurizador e pressão do refrigerante. O fechamento das válvulas da turbina gerou uma queda drástica da potência do gerador elétrico, conforme figura 13.

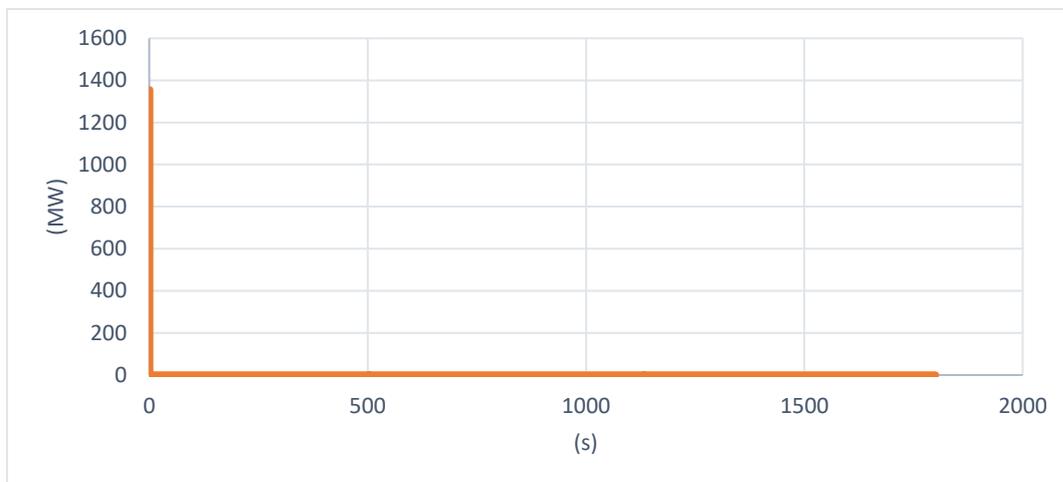


Figura 13 – Caso 1: Potência do Gerador Elétrico

Com a perda das bombas de refrigeração do reator, a vazão de refrigerante sofreu uma intensa diminuição na passagem através dos elementos combustíveis presentes no núcleo do reator. Quando o critério do sistema de proteção do reator associado foi atingido, isto é, processou-se o trip de duas bombas de refrigeração do reator, o sinal de desligamento rápido do reator foi atuado. Entretanto, a queda de barras de controle não

se realizou devido ao travamento mecânico destas barras que foi um pressuposto do ATWS considerado. Com o trip das bombas de refrigeração do reator, o spray operacional do pressurizador não permaneceu mais disponível.

Três segundos após a geração do sinal de desligamento do reator e não ocorrência da confirmação da queda de barras de controle, ou seja, a indicação da posição das barras de controle não apontou um valor maior que 300 cm, o sinal RESAK do sistema de limitação do reator foi desencadeado. As adições de boro para o refrigerante através do sistema de controle volumétrico e do sistema de boração adicional foram liberadas, de acordo com a figura 14.

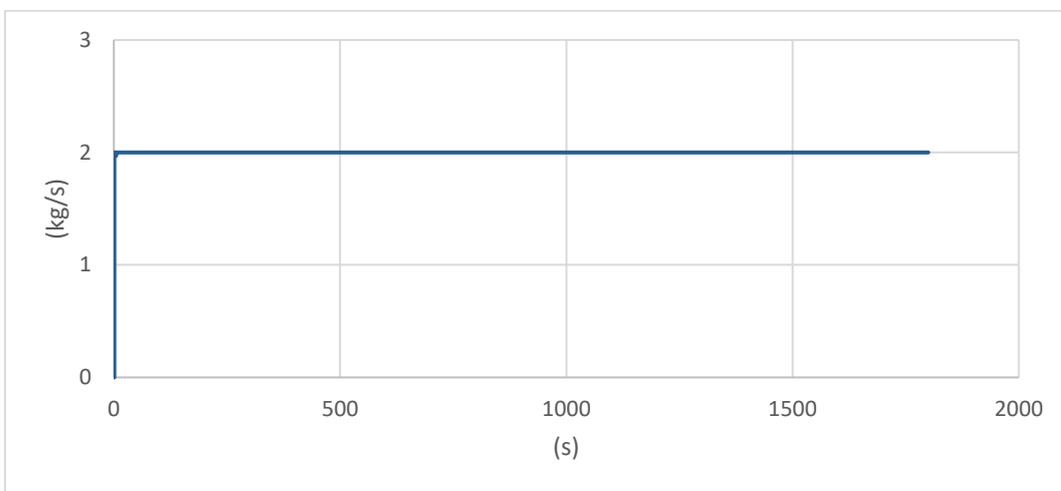


Figura 14 – Caso 1: Vazão do Sistema de Boração Adicional

A potência do reator foi sendo reduzida através dos coeficientes de reatividade do combustível, do refrigerante e de vazios, juntamente com a injeção de ácido bórico, conforme pode ser visto na figura 15.

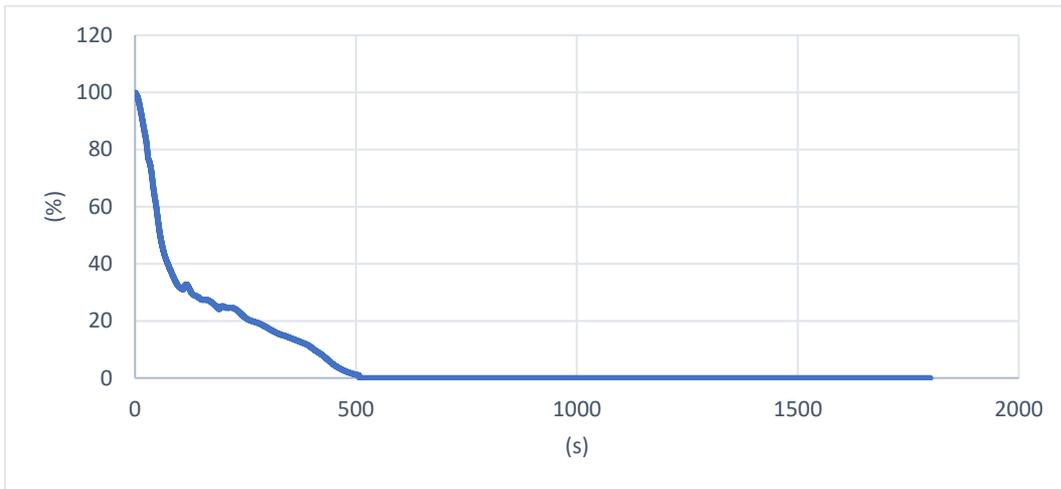


Figura 15 – Caso 1: Potência do Reator

Devido a falha de trip do reator e não abertura das válvulas de controle do sistema de desvio de vapor devido ao desligamento das bombas de condensado principal, processou-se um abrupto aumento na pressão de vapor principal que levou a um aumento das temperaturas de entrada e saída do reator. Na sequência os valores destas temperaturas foram sendo reduzidos devido a iniciação do resfriamento a 100 K/h, conforme as figuras 16 e 17.

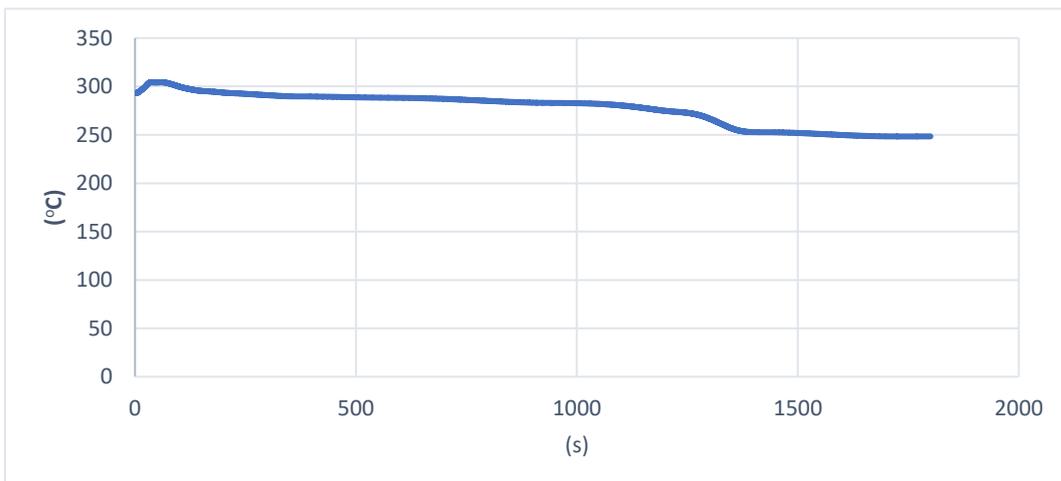


Figura 16 – Caso 1: Temperatura de Entrada no Reator

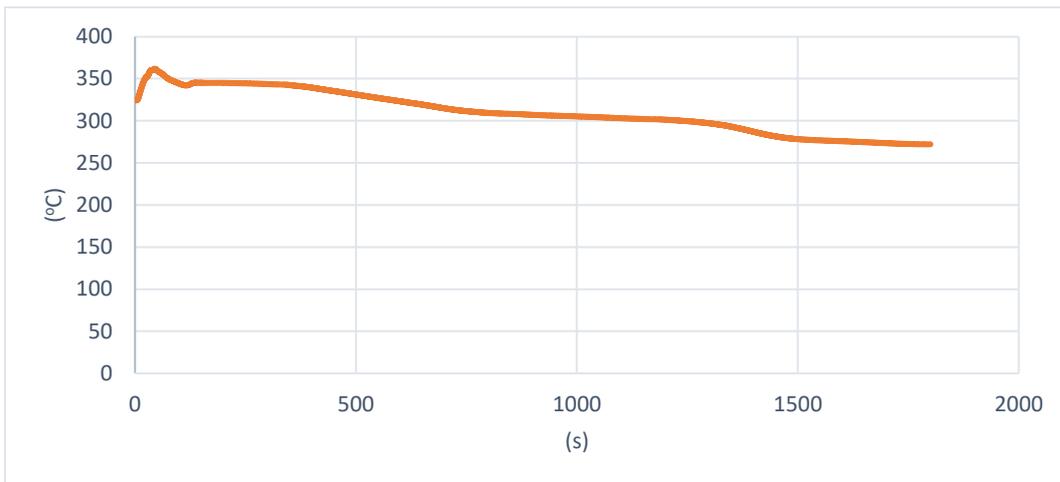


Figura 17 – Caso 1: Temperatura de Saída do Reator

O nível do pressurizador aumentou, num primeiro momento, devido à elevação das temperaturas de entrada e saída do reator. Rapidamente o pressurizador se tornou sólido, ou seja, completamente preenchido de refrigerante com a abertura das válvulas de alívio e segurança do pressurizador. Na segunda parte do evento, com a válvula de alívio do pressurizador e as válvulas de segurança do pressurizador abertas e o resfriamento via sistema secundário em progresso, o nível do pressurizador se reduziu para o valor abaixo de 2,28m iniciando o isolamento do circuito primário, de acordo com a figura 18.

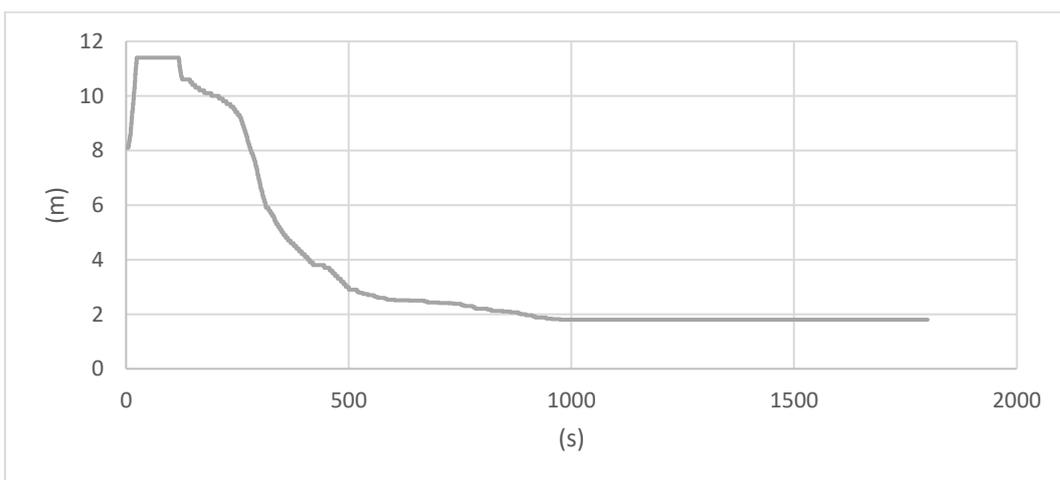


Figura 18 – Caso 1: Nível do Pressurizador

A pressão do sistema de refrigeração do reator cresceu até o valor de setpoint de abertura da válvula de alívio do pressurizador (166 bar) (ELETRONUCLEAR, 2016)

levando a sua abertura. Como o conteúdo energético do sistema ainda era intenso, a pressão do sistema de refrigeração do reator continuou a crescer e atingiu os valores de abertura da 1ª válvula de segurança do pressurizador (171 bar) e da 2ª válvula de segurança do pressurizador (177 bar) causando a abertura de ambas (ELETRONUCLEAR, 2016). A abertura destas válvulas citadas interrompeu o crescimento de pressão do refrigerante.

Durante esta fase, a pressão do sistema de refrigeração do reator atingiu o valor máximo de 204 bar, que pode ser verificado na figura 19.

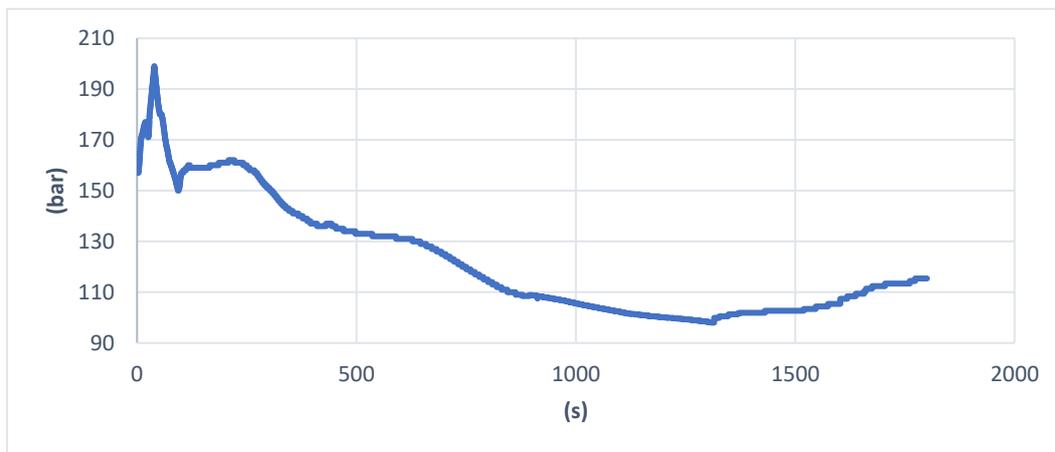


Figura 19 – Caso 1: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator

No RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016), a resposta da planta é analisada utilizando-se uma versão específica do código computacional NLOOP nomeada NLPAN2/Mod. 1.04 (GUNTER, 2003), onde a máxima pressão do refrigerante atingida foi de 201 bar, de acordo com a figura 20.

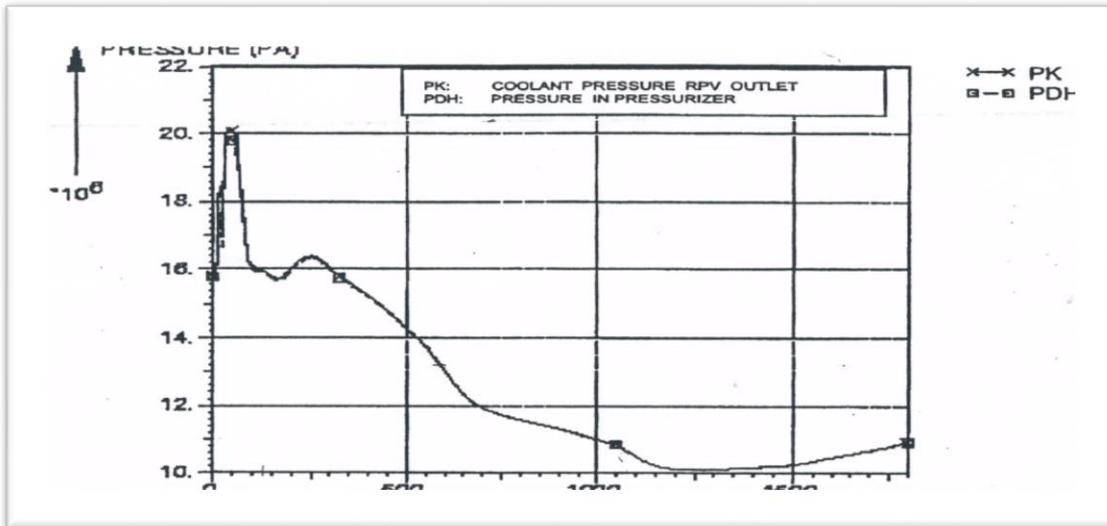


Figura 20 – Caso 1: Pressão do refrigerante de acordo com RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016)

O refrigerante liberado através das válvulas de alívio e segurança do pressurizador e direcionado para tanque de alívio do pressurizador causou um incremento de sua pressão interna que levou ao rompimento dos discos de ruptura em 14 bar, conforme figura 21. Com o rompimento deste discos de ruptura, o inventário do tanque de alívio do pressurizador foi lançado para dentro da contenção.

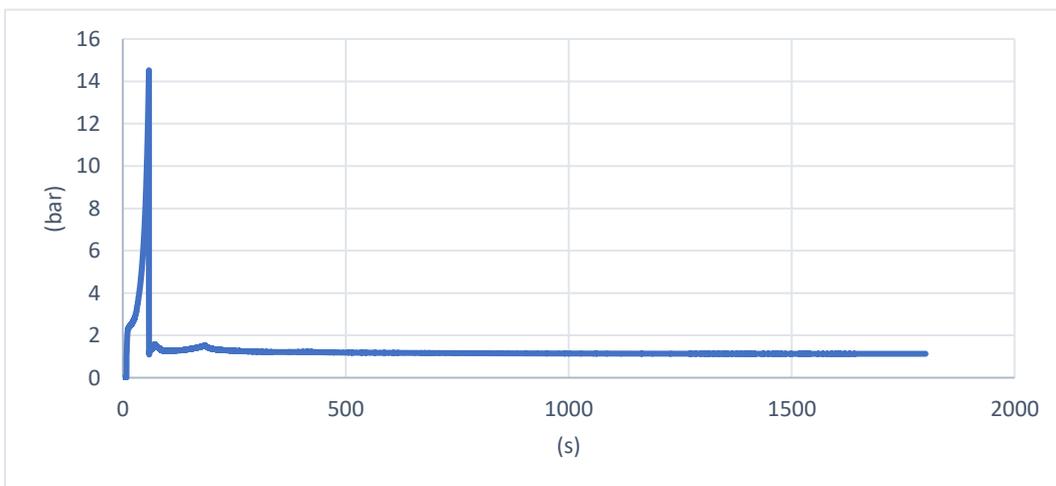


Figura 21 – Caso 1: Pressão do Tanque de Alívio do Pressurizador

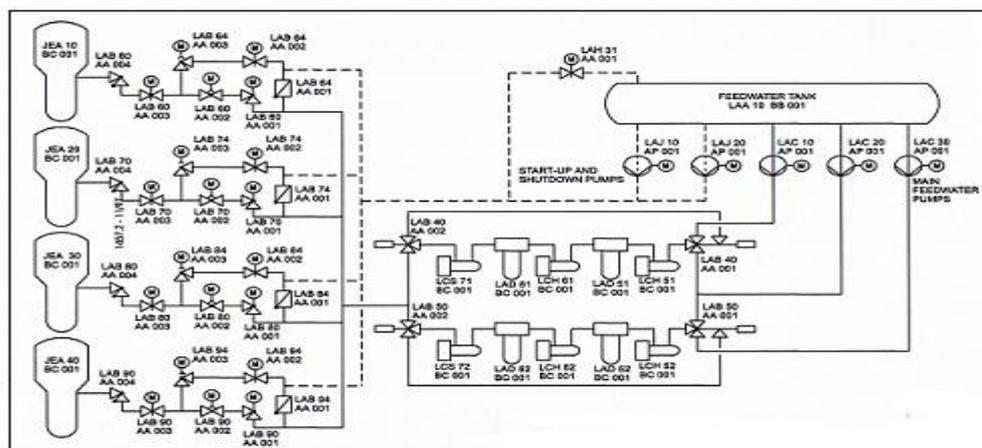
As novas condições de estado estacionário foram atingidas com a remoção de calor de decaimento do lado primário sendo realizada através de circulação natural e a remoção de calor do lado secundário sendo executada pelas estações de válvulas de controle de alívio de vapor principal com a água de alimentação para os geradores de vapor sendo suprida pelas bombas de partida e parada.

O reator foi levado de forma segura para a condição de subcriticalidade pela adição de boro a longo termo.

5.3 Caso 2: Perda Total do Suprimento de Água de Alimentação Principal

O sistema de água de alimentação principal tem a função de fornecer água de alimentação para os geradores de vapor succionando do tanque de água de alimentação principal através das bombas de água de alimentação principal ou das bombas de partida e parada e passando através de trens de pré-aquecedores de alta pressão. Os geradores de vapor, desta forma, têm a função de remover calor do núcleo do reator e, por conseguinte, gerar vapor de modo a alimentar as turbinas de alta pressão e baixa pressão (ELETRONUCLEAR, 2001). Este sistema é formado, como mostrado na figura 22:

- duas bombas de partida e parada (LAJ10/20) que alimentam os geradores de vapor de 0% a 3% da potência nominal da planta;
- por três bombas de água de alimentação principal (LAC10/20/30) que perfazem essa alimentação de 3% a 100% da potência nominal da planta.



Fonte: ELETRONUCLEAR, 1998

Figura 22 - Diagrama Simplificado do Sistema de Água de Alimentação Principal

A perda total de todas as bombas de água de alimentação principal é basicamente reconhecida pelo sistema de limitação do reator através dos seguintes critérios: diminuição da vazão de água de alimentação principal em mais de 25% da vazão total; diminuição da vazão de água de alimentação principal a um valor menor que 10% da vazão total; a vazão de água de alimentação principal correspondente a potência térmica do reator atual está 12,5 % maior que a vazão de água de alimentação principal atual (ELETRONUCLEAR, 1998).

Com a perda das bombas de água de alimentação principal, a potência permitida ao reator é prontamente reduzida pelo sistema de limitação do reator através da queda de barras de controle, assim como a pronta redução da potência permitida ao gerador através do fechamento das válvulas de controle da turbina (ELETRONUCLEAR, 1998).

O caso 2 (Perda total de água de alimentação principal) analisa a perda das bombas de água de alimentação principal que causa um decréscimo na remoção de calor núcleo do reator a partir dos geradores de vapor.

Através da detecção da perda das três bombas de água de alimentação pelo sistema de limitação do reator, conforme já mencionado, a potência do reator deveria ser reduzida, porém não ocorreu a queda de barras de controle visto que é assumido o travamento das barras de controle. O sinal de trip do reator ocorre devido ao nível baixo de água de alimentação dos geradores de vapor (9m).

A potência do gerador é reduzida através do rápido fechamento das válvulas de controle da turbina.

Como resposta da planta, a temperatura e pressão do circuito primário se elevou, o nível do pressurizador aumentou e a pressão de vapor principal cresceu de forma acentuada. O aumento da pressão de vapor principal foi, em parte, retido devido a abertura das válvulas de controle de desvio de vapor principal.

O aumento da pressão do refrigerante foi, principalmente, limitado pela iniciação do sistema de spray operacional do pressurizador. Este spray é suprido com refrigerante pelas bombas de refrigeração do reator. Entretanto, não foi efetivo e ocorreu a abertura da válvula de alívio do pressurizador e das válvulas de segurança do pressurizador.

Com o aumento posterior da temperatura do refrigerante, a potência do reator começou a decrescer consideravelmente devido ao efeito do coeficiente de reatividade do combustível (Efeito Doppler), do coeficiente de reatividade do refrigerante, e principalmente devido ao aumento de vazios, conforme figura 23.

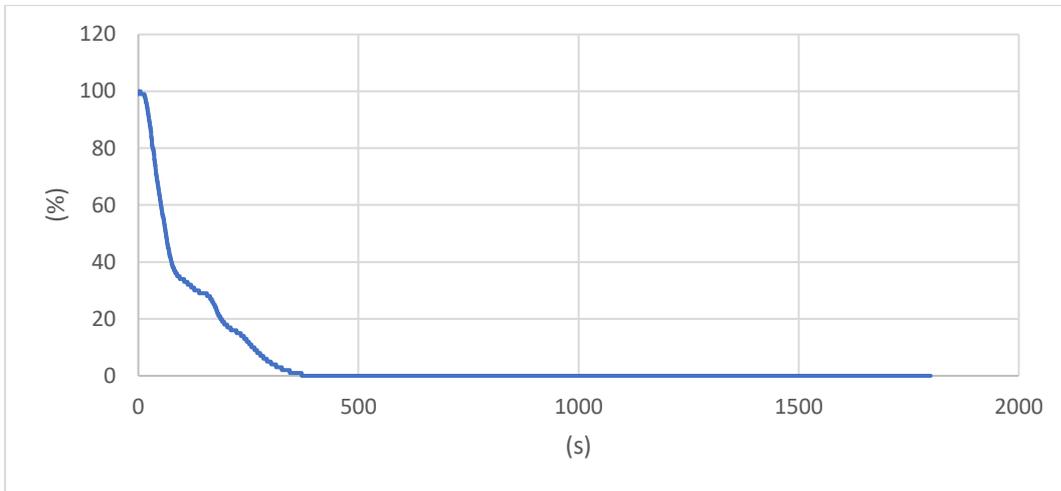


Figura 23 – Caso 2: Potência do Reator

Devido à anunciada falha das barras de controle, o sinal de “falha do desligamento do reator” (RESAK) foi atuado. Então, todas as bombas de refrigeração do reator foram desligadas e as adições de boro através do sistema de controle volumétrico e através do sistema de boração adicional foram iniciadas, de acordo com a figura 24. Com o trip das bombas de refrigeração do reator, o sistema de spray operacional se tornou inoperável.

O desligamento das bombas de refrigeração do reator gerou um aumento de vazios que favoreceram a redução da potência do reator (figura 23), juntamente com as adições de ácido bórico (figura 24).

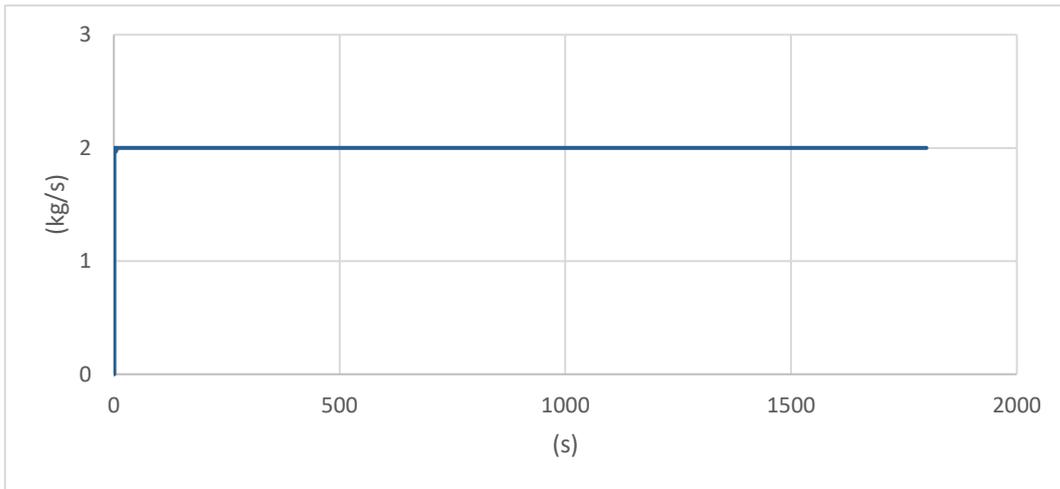


Figura 24 – Caso 2: Vazão do Sistema de Boração Adicional

Como assumido, as barras de controle não puderam ser inseridas, mas o trip da turbina e o fechamento das válvulas de controle da turbina foram efetivos ocasionando a abertura do disjuntor do gerador, conforme figura 25.

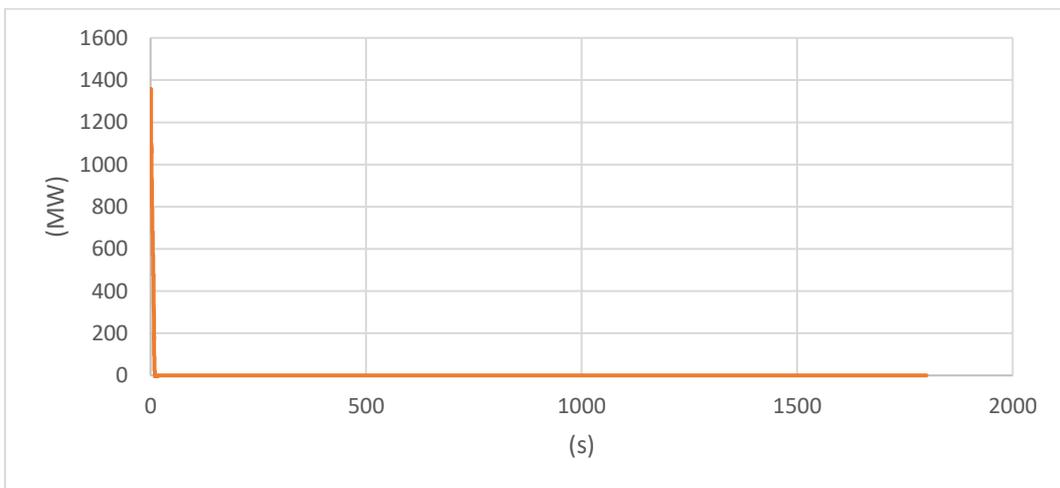


Figura 25 – Caso 2: Potência do Gerador

A diminuição da remoção de calor por parte do circuito secundário, gerando um aumento da pressão de vapor principal ocasionou o aumento das temperaturas de entrada e saída do reator (figuras 26 e 27). Na sequência estas temperaturas foram sendo reduzidas pelo início do resfriamento parcial a 100 K/h e pela abertura da válvula de alívio do pressurizador.

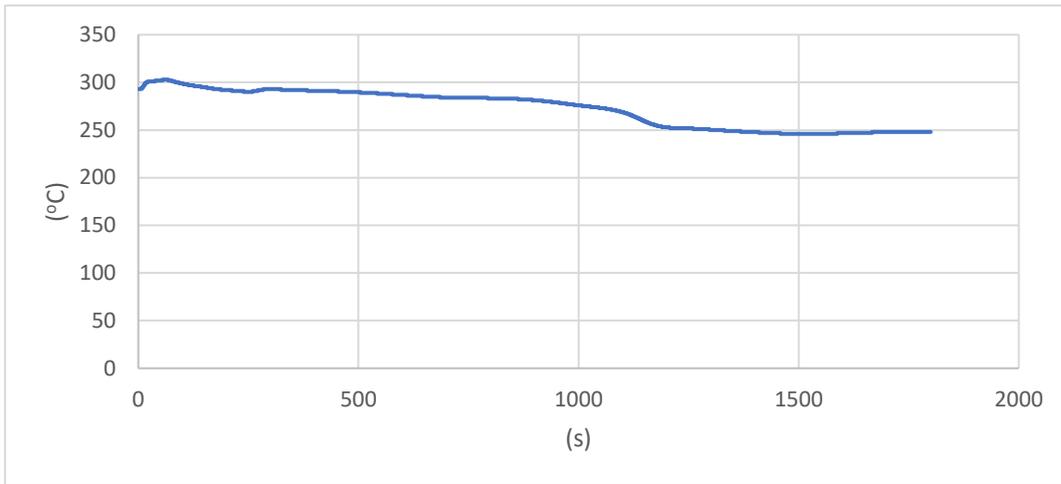


Figura 26 – Caso 2: Temperatura de Entrada do Reator

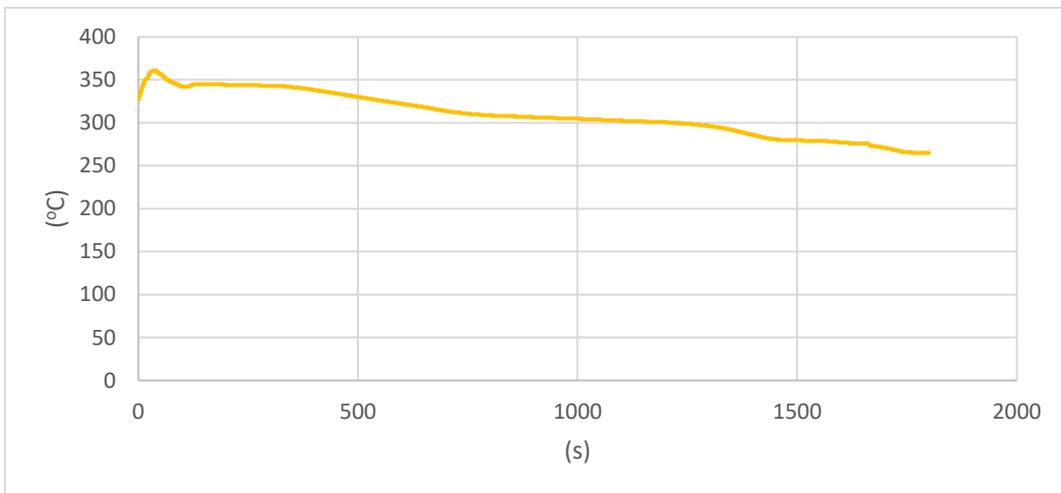


Figura 27 – Caso 2: Temperatura de Saída do Reator

O pressurizador se tornou sólido com refrigerante e as válvulas de alívio e de segurança do pressurizador descarregaram uma mistura água + vapor no tanque de alívio do pressurizador. A contração do refrigerante devido ao resfriamento total reduziu o nível do pressurizador para níveis abaixo de 2,28m, vistos na figura 28.

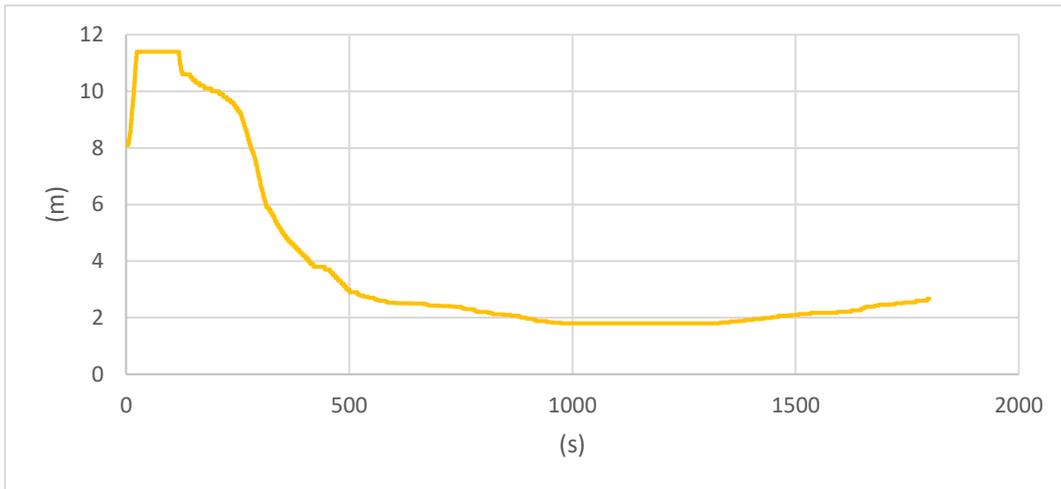


Figura 28 – Caso 2: Nível do Pressurizador

A pressão do circuito primário atingiu um pico máximo de 193,4 bar. Esta subida de pressão levou a liberação de refrigerante através das válvulas de alívio do pressurizador e das válvulas de segurança do pressurizador. A queda da pressão nos momentos posteriores deveu-se ao resfriamento posterior realizado pelo lado secundário, conforme figura 29. Foi observada a recuperação da pressão do SRR em direção ao seu set point no final do evento.

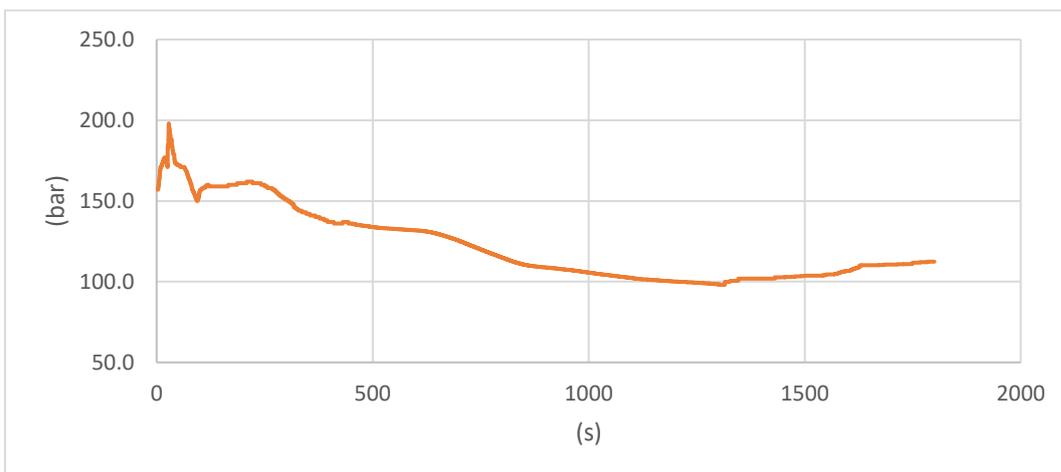


Figura 29 – Caso 2: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator

No RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 2016), a resposta da planta é analisada utilizando-se uma versão específica do código NLOOP nomeada NLPAN2/Mod. 1.04

(GUNTER, 2003), onde a máxima pressão do refrigerante atingida foi de 183 bar, de acordo com figura 30.

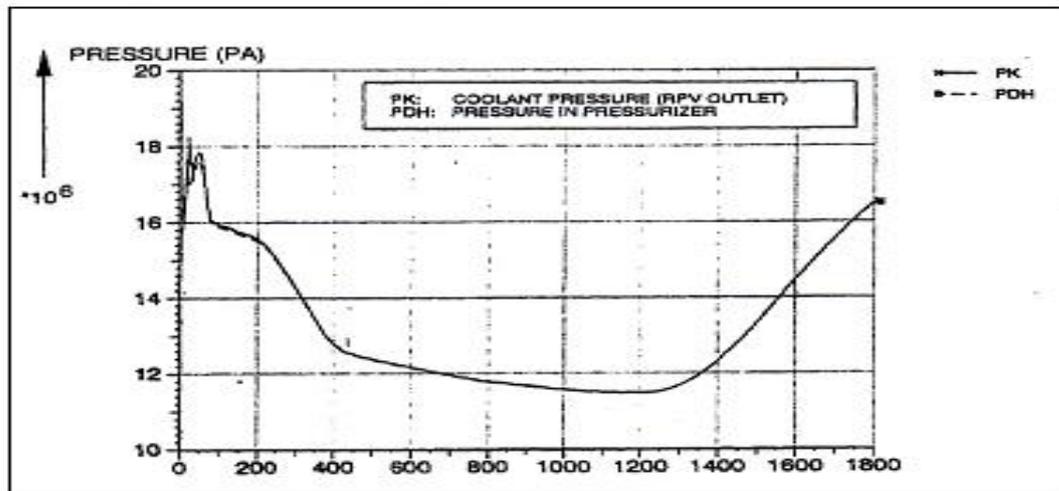


Figura 30 – Caso 2: Pressão de Refrigerante de acordo com RFAS-Angra 2 (ELETRONUCLEAR,2016)

O refrigerante descarregado no tanque de alívio do pressurizador pelas válvulas de alívio e segurança do pressurizador causou a elevação de pressão interna do tanque e, conseqüentemente, o rompimento dos discos de ruptura em 14 bar, conforme figura 31. Com o rompimento destes discos de ruptura, o inventário do tanque é liberado para a contenção.

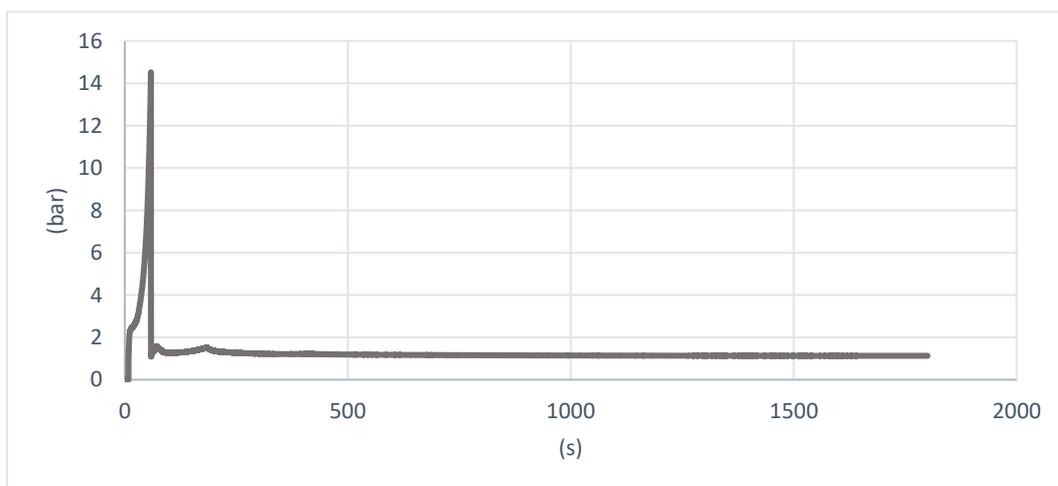


Figura 31 – Caso 2: Pressão do Tanque de Alívio do Pressurizador

Neste evento, a potência do reator é seguramente reduzida como resultado das propriedades inerentes do núcleo e pela iniciação automática de adição de boro por meio

dos sistemas de boração. A remoção de calor é realizada no lado primário pela circulação natural e no lado secundário pelas estações de desvio de vapor principal com os geradores de vapor sendo alimentados pelas bombas de partida e parada.

Baseado nas análises apresentadas acima foram confrontados os valores obtidos para os picos de pressão do sistema de refrigeração do reator obtidos através da utilização do simulador de escopo total e os valores calculados no Relatório Final de Análise de Segurança-Angra 2. Os valores são apresentados abaixo:

- caso 1: A pressão máxima atingida pelo sistema de refrigeração do reator obtida através do estudo com a utilização de simulador de escopo total foi de 204 bar. O valor de pico de pressão do refrigerante apresentado no RFAS-Angra 2, conseguido através de utilização do código computacional NLOOP, foi de 201 bar (figura 20) (ELETRONUCLEAR, 2016).
- caso 2: A pressão máxima alcançada pelo sistema de refrigeração do reator obtida através do uso de simulador de escopo total foi de 193,4 bar. O RFSA-Angra 2 apresentou o valor máximo de pressão do refrigerante de 183 bar (figura 30) (ELETRONUCLEAR, 2016).

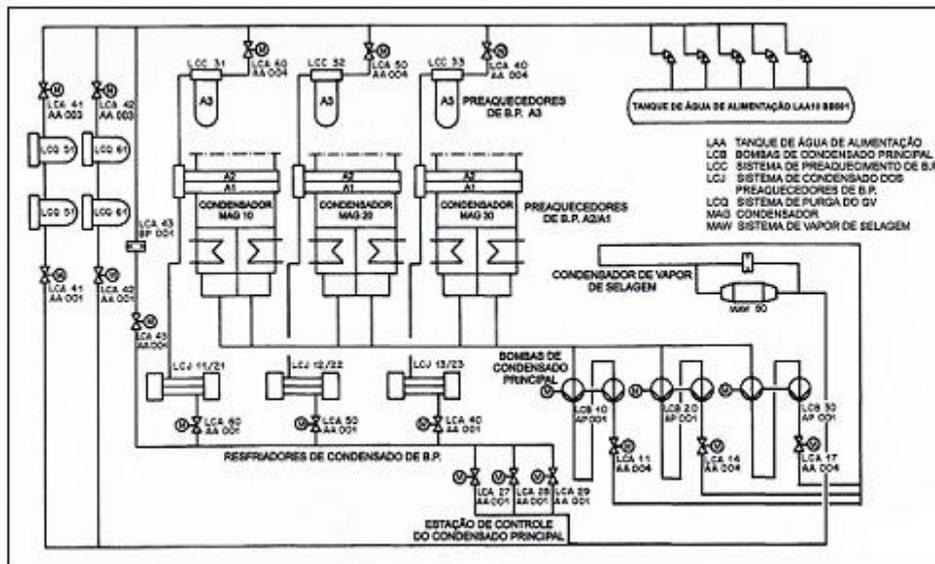
Desta forma, foi verificado que o erro alcançado entre os dois estudos foi em torno de 1% para o caso 1. Para o caso 2, foi cerca de 5%. Assim sendo, o método de estudo de eventos ATWS por simulador de escopo total foi validado e as análises dos demais ATWS presentes no RFAS-Angra 2 que apresentam apenas estudos de plausibilidade foram continuadas.

Como não é evidente que estes casos sejam limitadores em relação à pressão máxima do refrigerante, o RFAS-A2 apresenta outros casos de eventos ATWS, indicados apenas na forma de estudos de plausibilidade, ou seja, não apresentam os valores quantitativos de pressão do sistema de refrigeração do reator. Devido a esta ausência de informação foram estudados os seguintes eventos adicionais:

- Perda do dissipador de calor principal devido à perda de vácuo no condensador com suprimento de alimentação elétrica disponível;
- Redução máxima da vazão de refrigerante;
- Redução de pressão devido à abertura inadvertida da válvula de segurança do pressurizador;

5.4 Caso 3: Perda do dissipador de calor principal devido à perda de vácuo no condensador com suprimento de alimentação elétrica disponível

O sistema de condensador principal é composto, na verdade, de um conjunto de 3 condensadores principais com seus respectivos tubos coletores e válvulas quebra-vácuo para cada condensador, conforme figura 32. As válvulas quebra-vácuo tem a função de, em caso de necessidade, proporcionar a entrada de ar no condensador visando uma redução rápida da velocidade da turbina. Os condensadores se localizam abaixo de cada turbina de baixa pressão de forma a receber o condensado formado nas partes finais destas turbinas citadas e envia para o tanque de água de alimentação principal através das bombas de condensado principal. Os condensadores permanecem sob vácuo e a qualidade deste vácuo é decisiva para a eficiência da planta (ELETRONUCLEAR, 1997).



Fonte: ELETRONUCLEAR, 1998

Figura 32 - Sistema de Condensado Principal

O caso 3 foi iniciado com a abertura de uma válvula quebra-vácuo ocasionando a perda de vácuo no condensador 20. Devido ao aumento de pressão no condensador principal citado ocorreu o desligamento rápido da turbina e conseqüente redução da potência do gerador elétrico, conforme figura 33. Após o trip da turbina e, por conseguinte, com a falha na abertura do sistema de desvio de vapor principal, a pressão de vapor principal começou a se elevar.

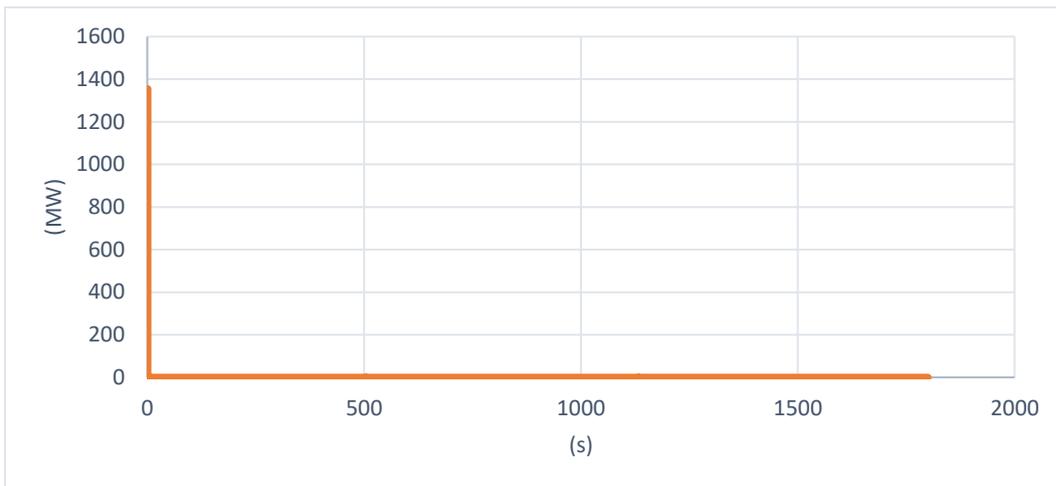


Figura 33 – Caso 3: Potência do Gerador

O sistema de proteção do reator iniciou o desligamento rápido do reator quando o valor de pressão de vapor principal atingiu 85 bar. Porém, devido ao pressuposto de travamento das barras de controle, as barras de controle não mudaram sua posição e permaneceram numa posição externa ao núcleo do reator. Com o aumento das temperaturas de entrada e de saída do reator (figuras 34 e 35), a potência do reator começou a ser reduzida através dos coeficientes de reatividade do combustível, do refrigerante e de vazios (figura 36).

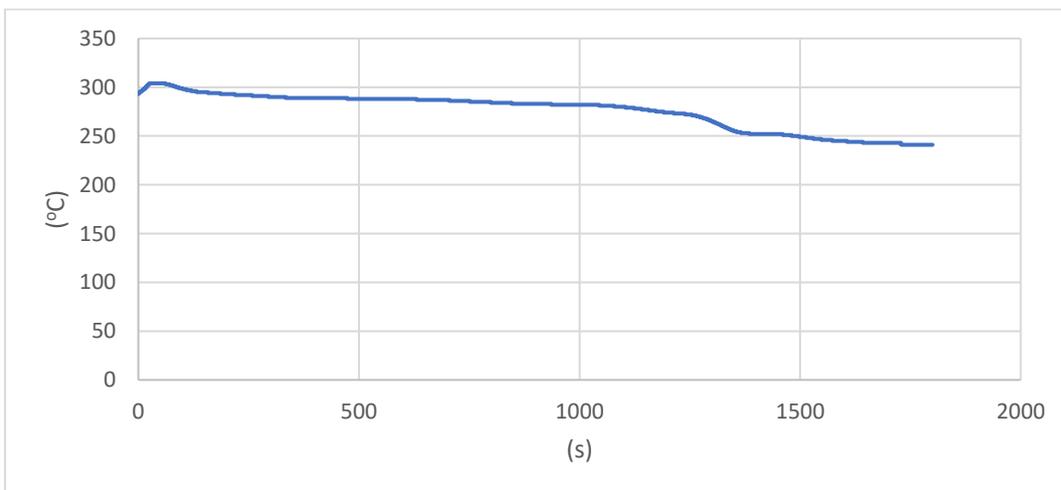


Figura 34 – Caso 3: Temperatura de Entrada do Reator

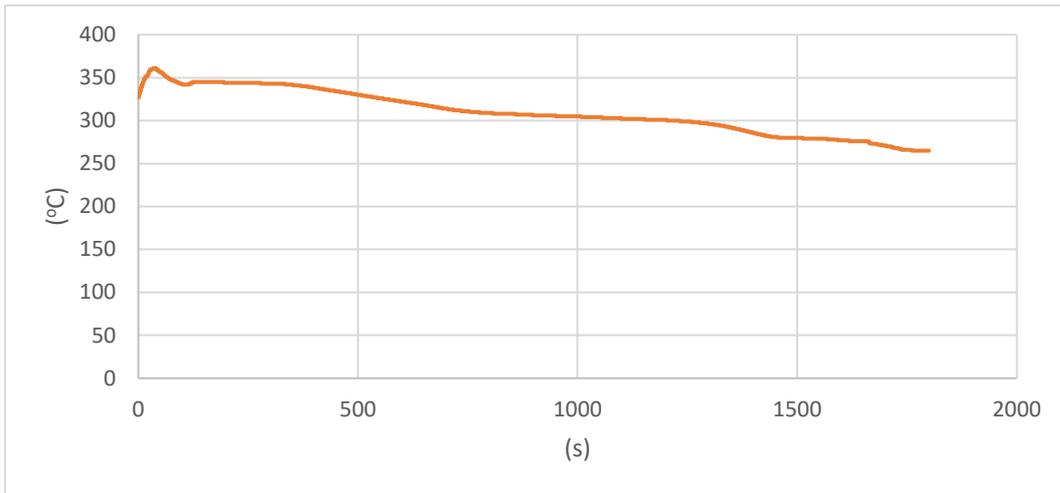


Figura 35 – Caso 3: Temperatura de Saída do Reator

O sinal RESAK foi gerado após 3 segundos da iniciação do desligamento do reator e as bombas de refrigeração do reator foram desligadas ocorrendo a redução da potência do reator devido aos coeficientes de reatividades inerentes ao projeto do núcleo do reator (Figura 36). As adições de ácido boro foram iniciadas, conforme indicado na figura 37.

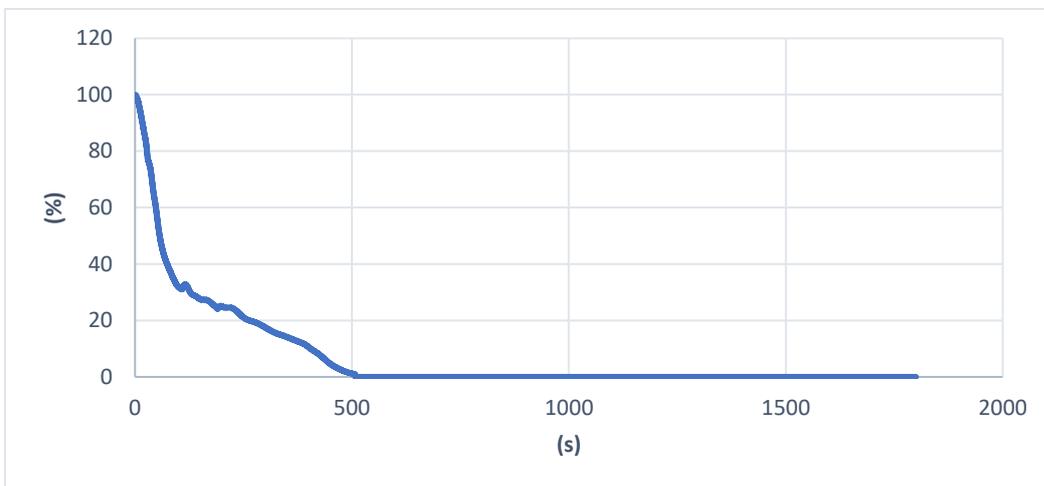


Figura 36 – Caso 3: Potência do Reator

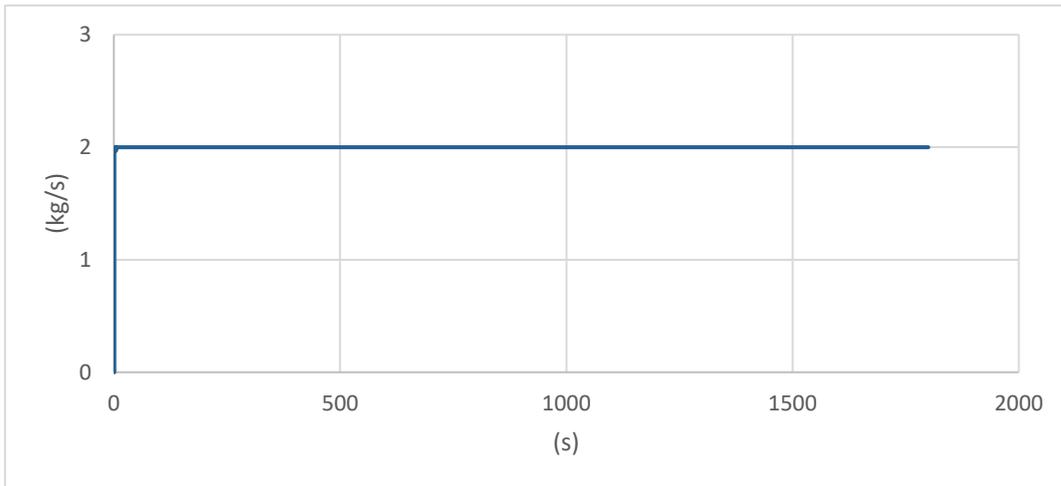


Figura 37 – Caso 3: Vazão do Sistema de Boração Adicional

A elevação da pressão de vapor principal também disparou o resfriamento parcial a 100 K/h que tenta conter o conteúdo energético gerado no circuito primário. A remoção de calor foi executada pelas estações de alívio de vapor principal.

Devido ao aumento das temperaturas do reator, o nível do pressurizador começou a subir e após a abertura das válvulas de alívio e segurança do pressurizador este nível atingiu seu máximo, conforme figura 38.

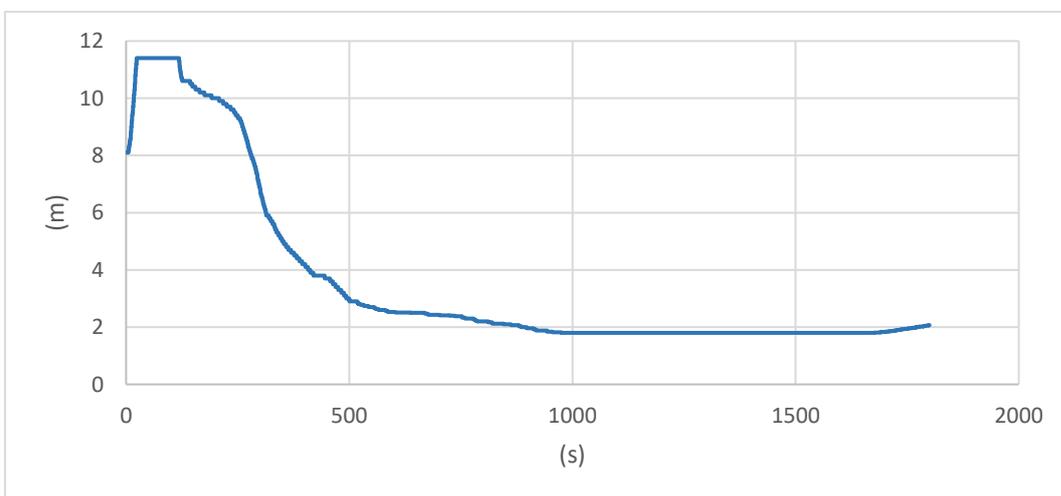


Figura 38 – Caso 3: Nível do Pressurizador

O conteúdo de refrigerante expulso do pressurizador através das válvulas de alívio e de segurança do pressurizador foi enviado para o tanque de alívio do pressurizador. Os discos de ruptura deste tanque foram rompidos quando a pressão interna atingiu 14 bar (figura 39). E então, o refrigerante foi lançado na contenção.

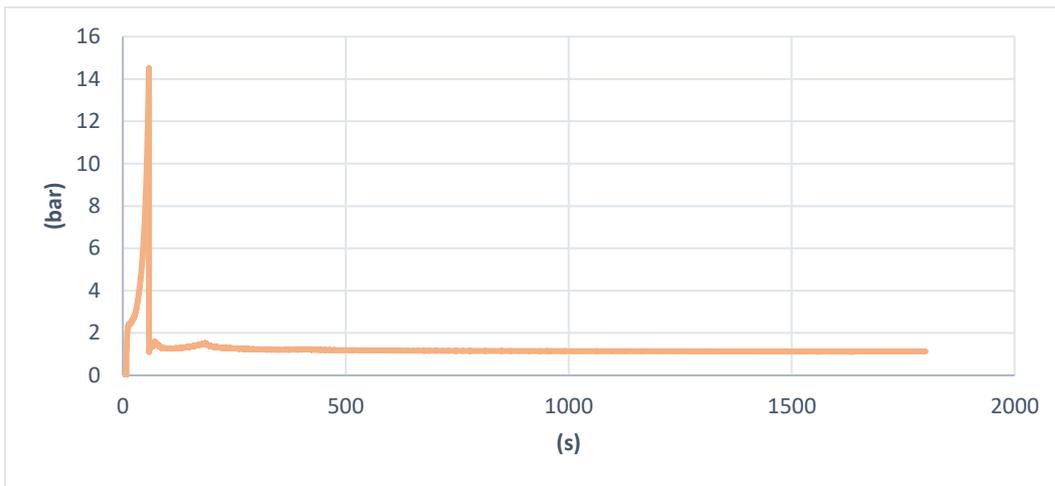


Figura 39 – Caso 3: Pressão do Tanque de Alívio do Pressurizador

A pressão do sistema de refrigeração do reator se elevou até o alcance dos set points de abertura das válvulas de alívio do pressurizador (166 bar), da 1ª válvula de segurança do pressurizador (171 bar) e da 2ª válvula de segurança do pressurizador (177 bar). Porém, devido ao enorme conteúdo energético ainda presente no circuito primário o pico de pressão atingiu seu valor máximo de 185,7 bar, que pode ser visto na figura 40.

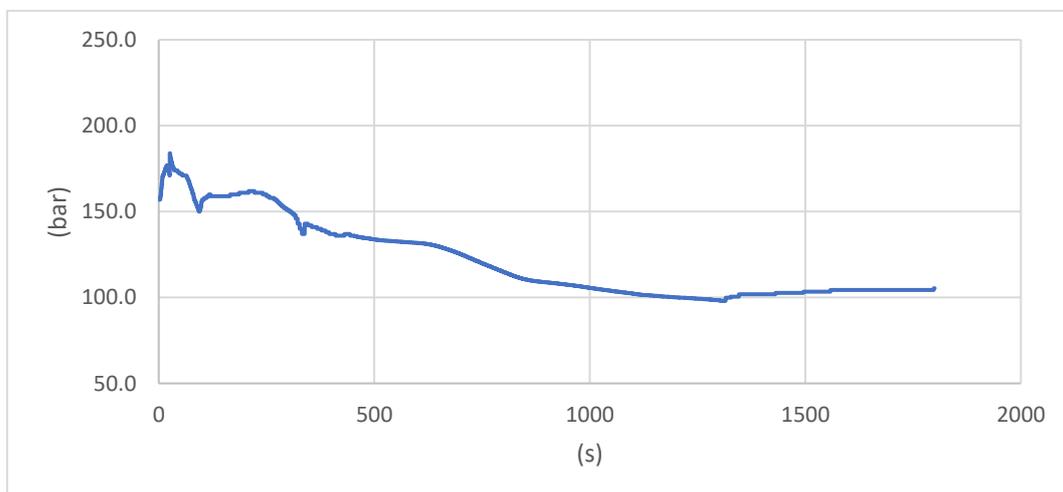


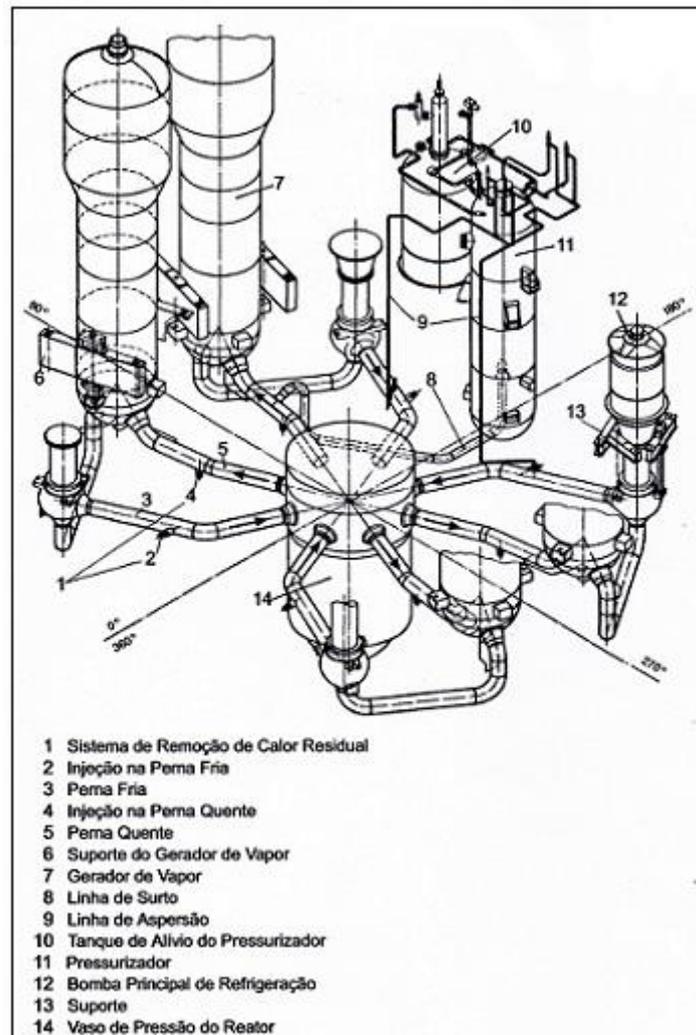
Figura 40 – Caso 3: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator

Neste evento, a potência do reator é reduzida como resultado da injeção de ácido bórico e das características inerentes do núcleo do reator (coeficientes de reatividade). A circulação natural é estabelecida no lado primário e, no lado secundário, as estações de

alívio de vapor principal permanecem em operação e os geradores de vapor supridos pelas bombas de partida e parada.

5.5 Caso 4: Redução da Vazão de Refrigerante

O sistema de refrigeração do reator tem a principal função de resfriar o núcleo do reator e transferir o calor gerado no mesmo para os geradores de vapor. A função das bombas de refrigeração do reator é fazer circular o refrigerante através do núcleo do reator e transportá-lo através de tubulações para os geradores de vapor onde acontece a transferência de calor para o circuito secundário. Uma visão geral do sistema de refrigeração do reator pode ser vista na figura 41.



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2020

Figura 41 - Representação do Sistema de Refrigeração do Reator

A bomba de refrigeração do reator é centrífuga, vertical de apenas um estágio, sendo que o refrigerante penetra verticalmente na sua parte inferior. Após um acréscimo de energia (em torno de 6,5 bar), o refrigerante bombeado deixa a carcaça da bomba pela conexão horizontal (ELETRONUCLEAR, 2001).

Dependendo da condição da central, é realizada, pelo sistema de limitação do reator, a monitoração de desvios inadmissíveis com relação a segurança operacional e, através de ações ativas ou passivas, regressar às condições operacionais normais.

Neste contexto, é considerado o sistema de limitação de potência de reator que em caso de perda de uma bomba de refrigeração do reator tem a principal função de reduzir a potência do reator de forma que a potência atual do reator se torne compatível com o novo valor de vazão de refrigerante sem comprometimento da remoção de calor do núcleo do reator.

No momento que o sistema de limitação do reator enxerga a perda de uma bomba de refrigeração do reator por meio da redução da rotação da bomba para um valor menor que 94% da sua rotação nominal, são disparadas as quedas simultâneas de algumas barras de controle de forma a reduzir a potência do reator para um valor de 45% da potência nominal. Com essa redução rápida de potência do reator, é ajustado o calor que os elementos combustíveis do núcleo transferem ao refrigerante do reator, evitando assim uma eventual ocorrência de ebulição pelicular (ELETRONUCLEAR, 1998).

Com o reator nas condições iniciais previstas neste estudo foi realizada, manualmente, o desligamento de uma bomba de refrigeração do reator 20. Como foi assumido que as barras de controle estavam bloqueadas, a redução de potência do reator que seria realizada através da queda simultânea de pares de barras de controle não aconteceu. Por conseguinte, a ativação do sinal de trip do reator foi iniciada através do sinal indicativo da potência do reator maior que 68% da potência nominal e a rotação de uma bomba de refrigeração do reator menor que 65% de sua rotação nominal. Este trip do reator também não surtiu efeito devido ao mesmo pressuposto de barras de controle bloqueadas.

O trip do reator apesar de não motivar ações claras no lado primário da usina, levou ao desligamento da turbina, conforme figura 42, e fechamento das válvulas de controle de plena carga do sistema de água de alimentação principal no lado secundário.

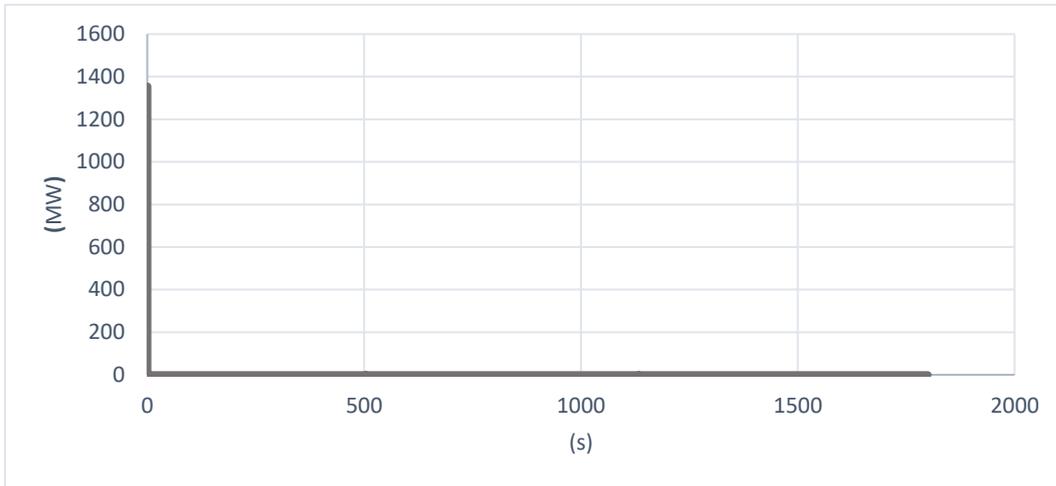


Figura 42 – Caso 4: Potência do Gerador

Com a falha do trip do reator, o sistema de limitação do reator assumiu as ações de desligamento do reator e iniciou a injeção de ácido bórico juntamente com as características inerentes ao projeto do núcleo do reator com seus coeficientes de reatividade do combustível, do moderador e de vazios reduzindo a potência do reator, conforme figura 43.

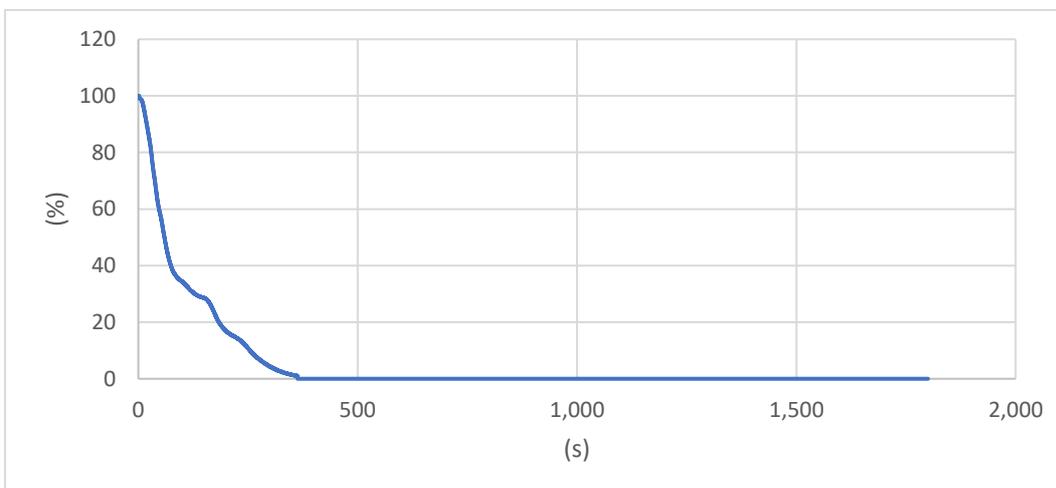


Figura 43 – Caso 4: Potência do Reator

As temperaturas de entrada e saída se elevaram num primeiro momento e depois iniciaram uma queda devido ao resfriamento pelo lado secundário, de acordo com as figuras 44 e 45.

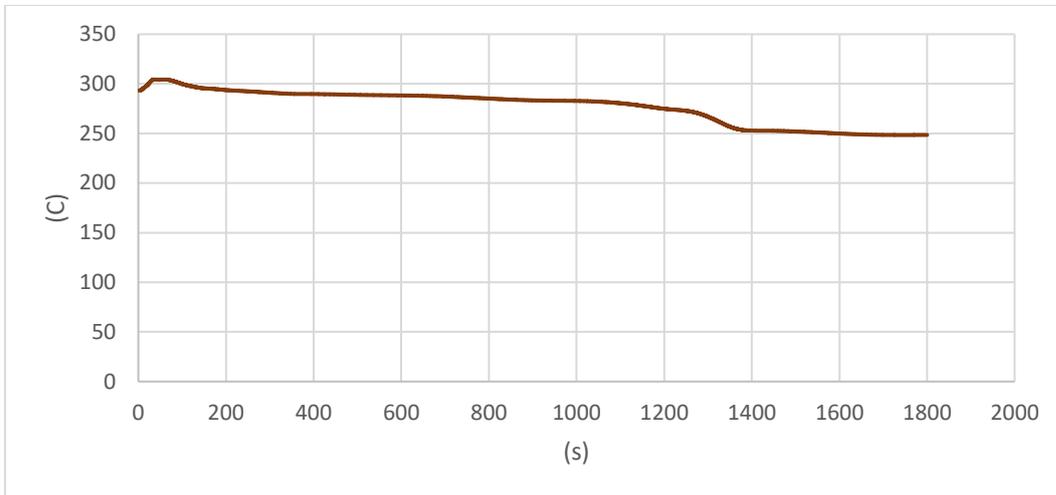


Figura 44 – Caso 4: Temperatura de Entrada do Reator

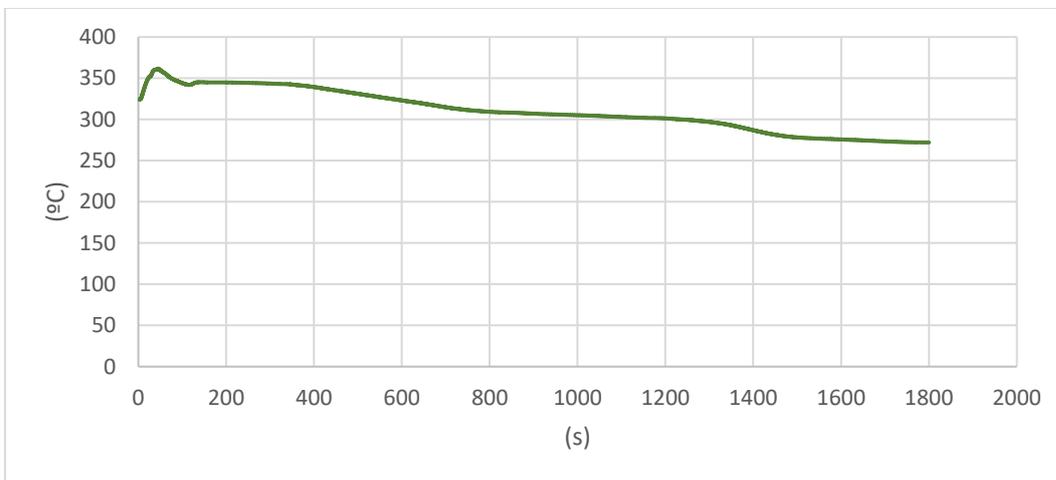


Figura 45 – Caso 4: Temperatura de Saída do Reator

O nível do pressurizador, de acordo com a figura 46, se elevou devido ao conteúdo energético mantido no sistema de refrigeração do reator e ocorreu a abertura da válvula de alívio do pressurizador no valor limite de 166 bar e, imediatamente após, a abertura das duas válvulas de segurança do pressurizador em 171 bar e 177 bar. A partir deste

modo iniciou-se a redução do nível do pressurizador até seu limite inferior medido em 1,75m.

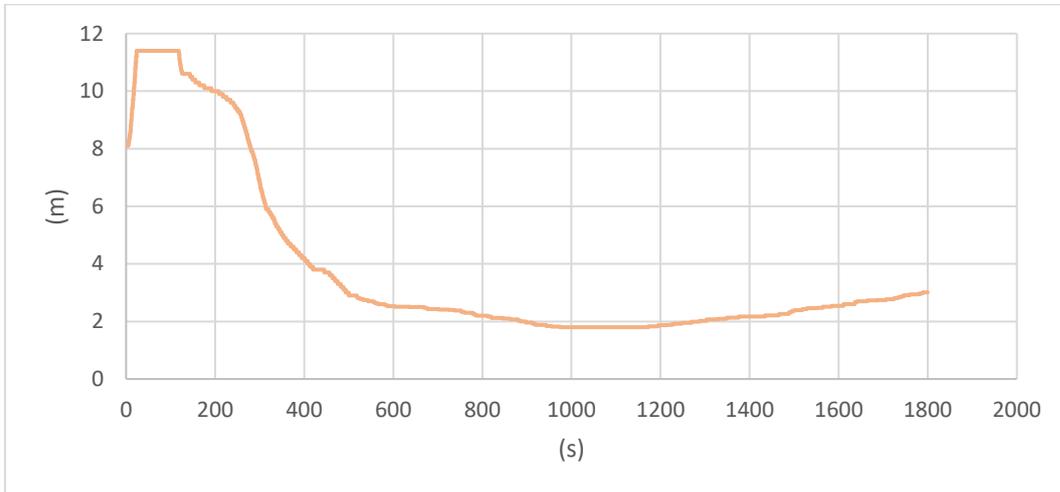


Figura 46 – Caso 4: Nível do Pressurizador

Este conteúdo de refrigerante descarregado do pressurizador através das válvulas de alívio e segurança do pressurizador foi enviado para o tanque de alívio do pressurizador, com subsequente rompimento de seus discos de ruptura em 14 bar, como mostrado na figura 47. Este rompimento ocasionou a liberação de refrigerante para dentro da contenção.

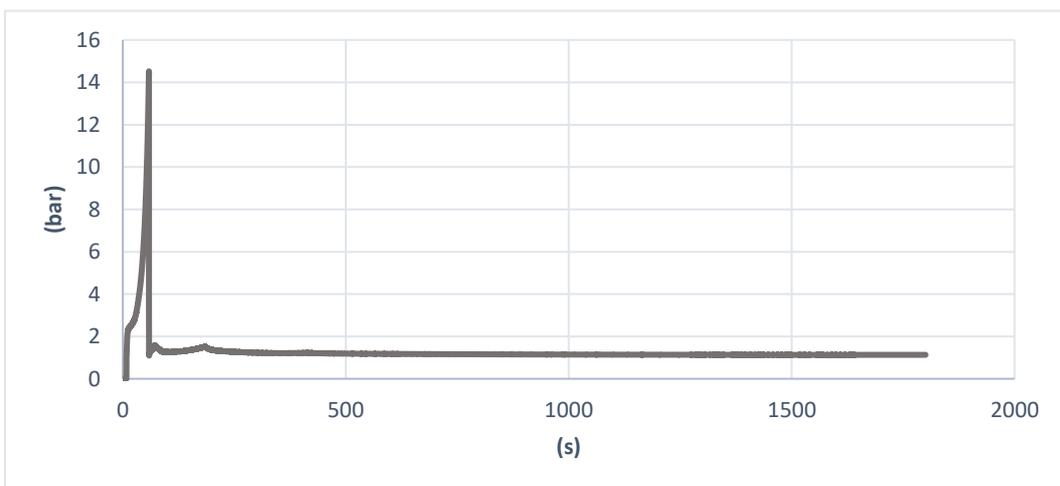


Figura 47 – Caso 4: Pressão no Tanque de Alívio do PZR

As bombas de boração adicional foram ligadas pelo sistema de limitação do reator através do sinal RESAK e permaneceram ligadas durante todo o evento estudado, conforme figura 48.

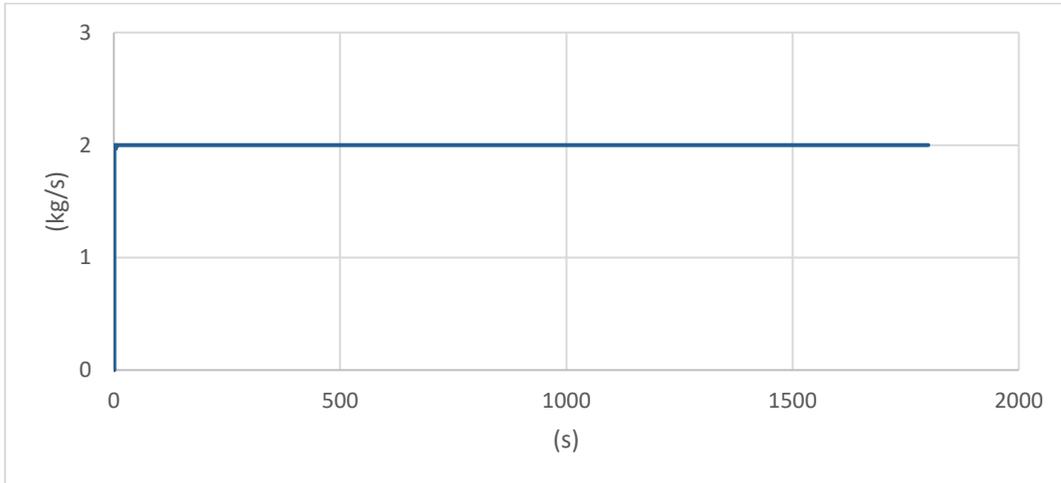


Figura 48 - Caso 4: Vazão do Sistema de Boração Adicional

A pressão do refrigerante cresceu até um valor de 183,9 bar e, logo em seguida, iniciou seu declínio devido a abertura das válvulas de alívio e segurança do pressurizador e o resfriamento realizado através dos geradores de vapor.

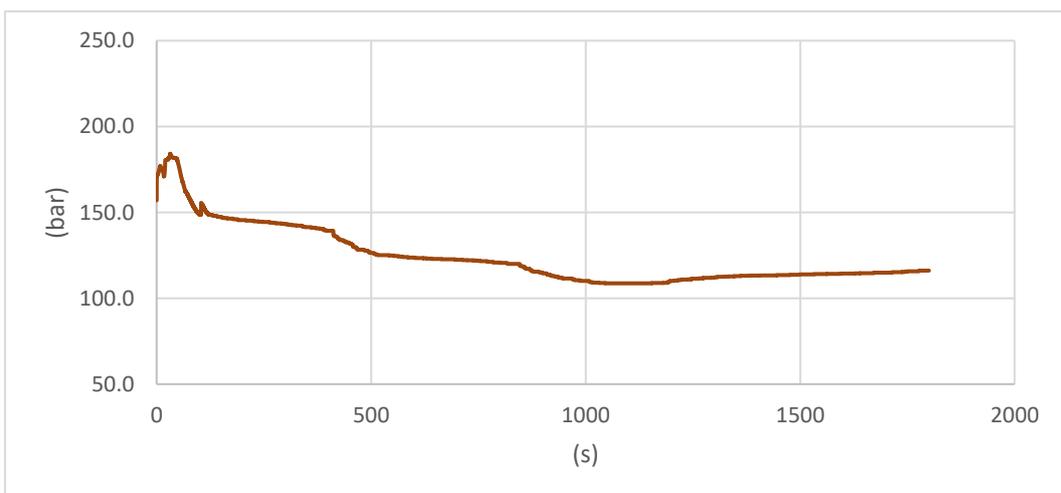


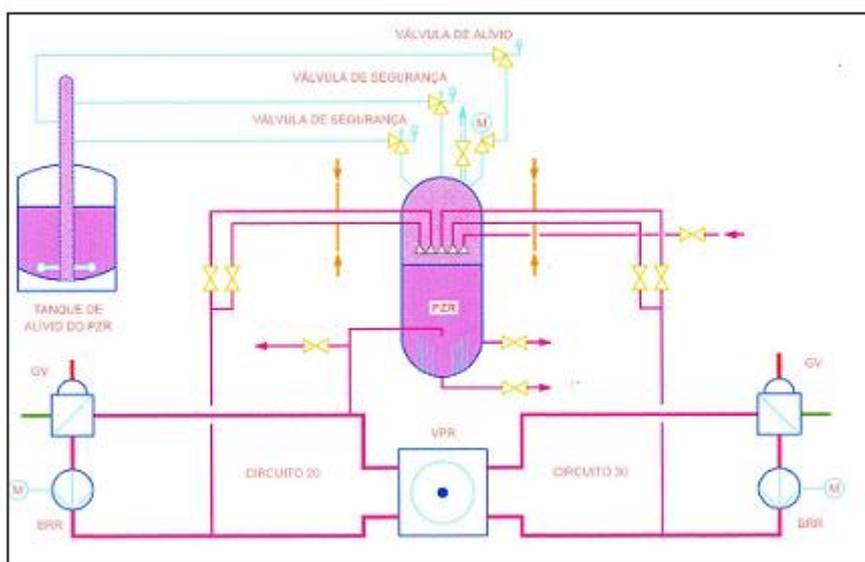
Figura 49 – Caso 4: Pressão do Sistema de Refrigeração do Reator

A potência do reator é seguramente reduzida pela injeção de boro e pelos coeficientes de reatividade do moderador, combustível e vazios. O lado primário apresenta circulação natural e no lado secundário as estações de desvio de vapor estão em operação. As bombas de partida e parada estão em operação.

5.6 Caso 5: Abertura Inadvertida de uma Válvula de Segurança do Pressurizador

O pressurizador é um vaso de pressão vertical ligado ao sistema de refrigeração do reator através da linha de surto na perna quente do circuito 20, contendo zonas distintas de água e vapor (figura 50). Na sua parte inferior estão localizadas as barras elétricas de aquecimento que são acionadas no caso de queda de pressão do refrigerante e, na parte superior, encontram-se as linhas de aspersão (sprays) que reduzem a pressão do refrigerante, em caso de necessidade e, também, a válvulas de alívio do pressurizador e as duas válvulas de segurança do pressurizador. Estas válvulas servem para proteger o sistema de refrigeração do reator em caso de aumento excessivo de pressão.

A descarga de refrigerante destas válvulas do pressurizador é direcionada para o tanque de alívio do pressurizador, conforme figura



Fonte: ELETRONUCLEAR, 2014

Figura 50 - Diagrama Esquemático do Sistema de Pressurização do Reator

Com o reator nas condições iniciais já informadas anteriormente, foi acionada a abertura da 1ª válvula de segurança do pressurizador. Num primeiro momento, ocorreu a queda instantânea e grande da pressão do sistema de refrigeração do reator. Ao se atingir o valor limite de 131 bar foi gerado o sinal de desligamento rápido do reator, porém não foi efetivo devido pressuposto de bloqueio das barras de controle.

Com isso, logo em seguida, foi gerado o sinal RESAK, caracterizando o ATWS, e desligando todas as bombas de refrigeração do reator, além de dar início a injeção de ácido bórico.

O desligamento rápido da turbina ocorreu de forma satisfatória, assim como o fechamento das válvulas de controle de plena carga do sistema de água de alimentação principal, conforme figura 51.

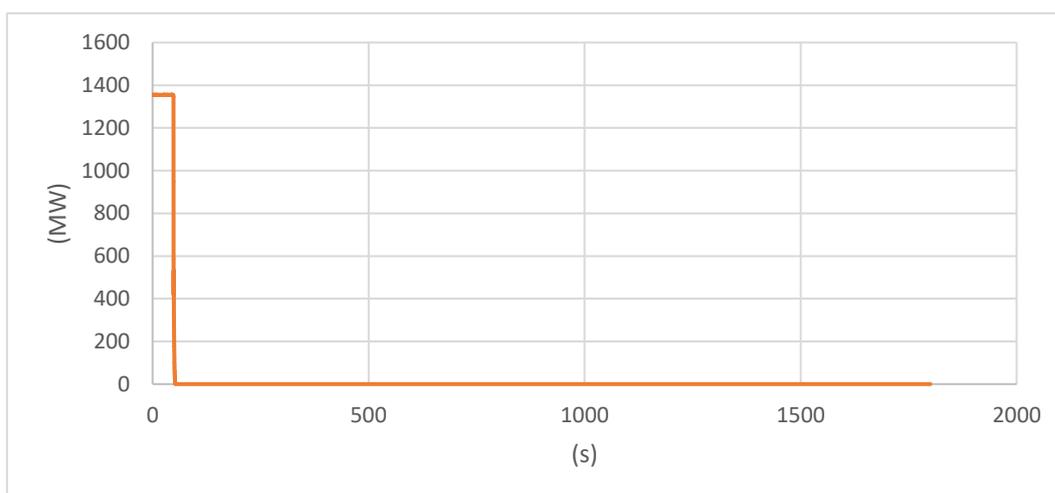


Figura 51 – Caso 5: Potência do Gerador

A potência do reator é reduzida através dos coeficientes de reatividade de temperatura, do combustível e de vazios, de acordo com a figura 52.

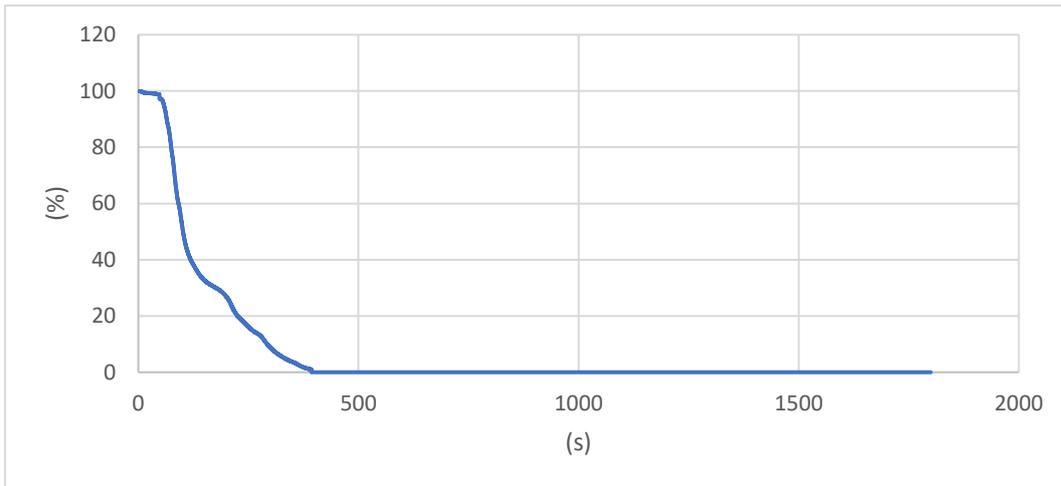


Figura 52 – Caso 5: Potência do Reator

As temperaturas de entrada e saída do reator, num primeiro, sofreram uma redução devido a abertura inadvertida da válvula de segurança do PZR. Posteriormente, se elevaram devido ao desligamento das bombas de refrigeração do reator e atingiram seus valores máximos. Em seguida, foram reduzidas devido ao resfriamento a 100 K/h em curso (Figuras 53 e 54).

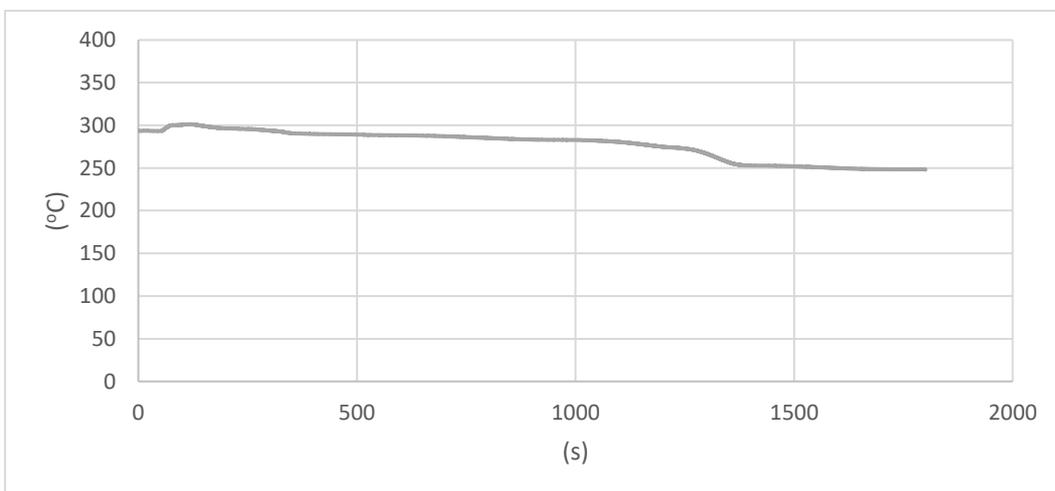


Figura 53 – Caso 5: Temperatura de Entrada do Reator

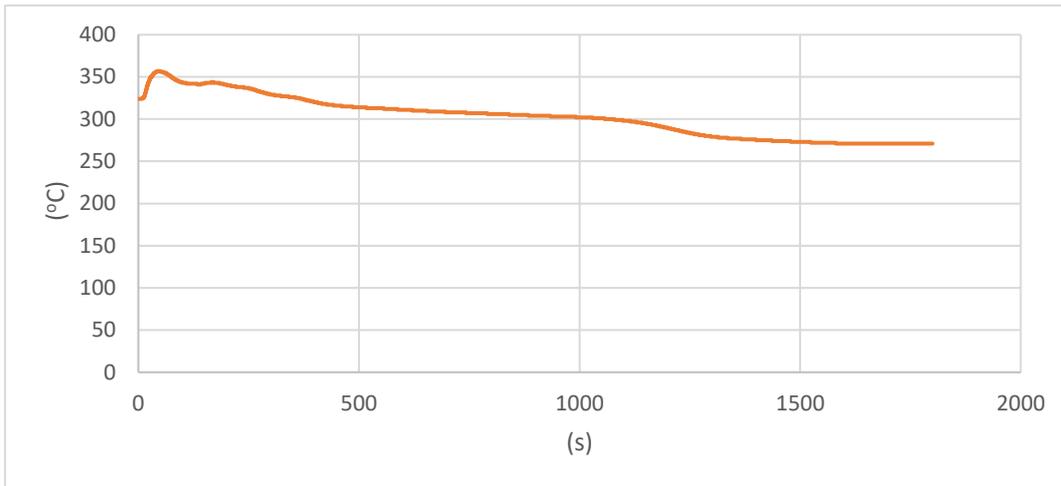


Figura 54 – Caso 5: Temperatura de Saída do Reator

O nível do pressurizador respondeu da mesma forma. Uma queda inicial com posterior elevação devido ao conteúdo energético acumulado no sistema de refrigeração do reator. E, subsequentemente, uma queda ao nível mínimo com posterior elevação para o valor de referência (figura 55).

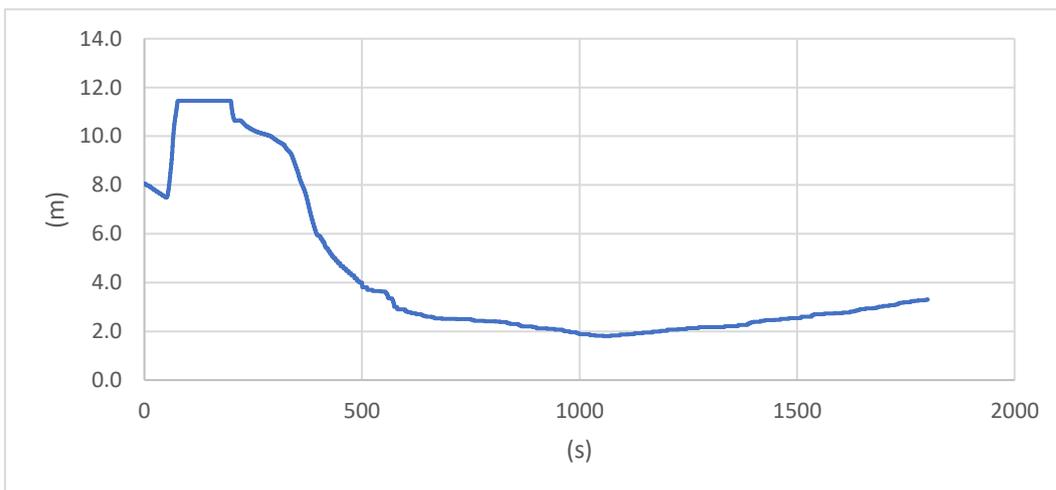


Figura 55 – Caso 5: Nível do Pressurizador

A pressão do refrigerante atingiu um valor máximo de 173,2 bar, conforme figura 56 com posterior queda a nível de partida do sistema de injeção de segurança.

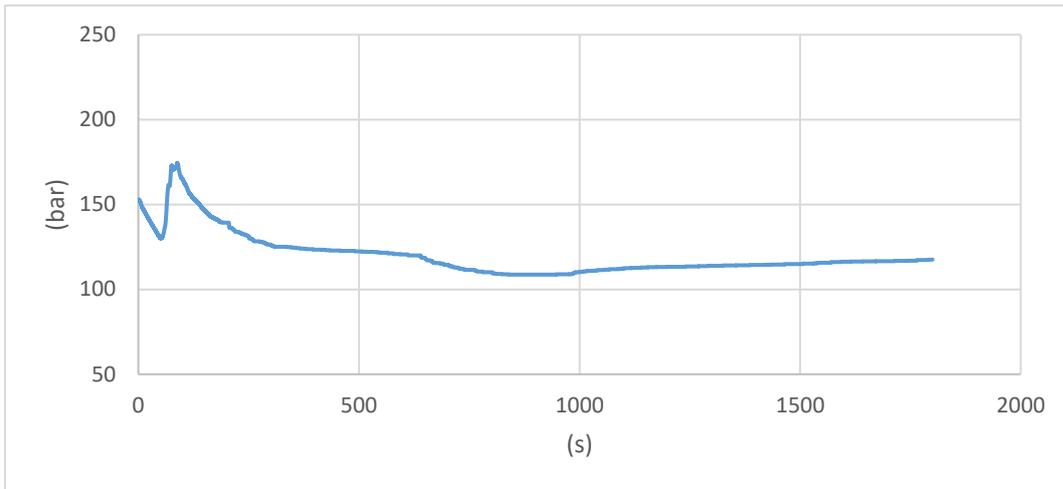


Figura 56 – Caso 5: Pressão do SRR

Os discos de ruptura do tanque de alívio do pressurizador foram rompidos (figura 57) e seu conteúdo descarregado na contenção.

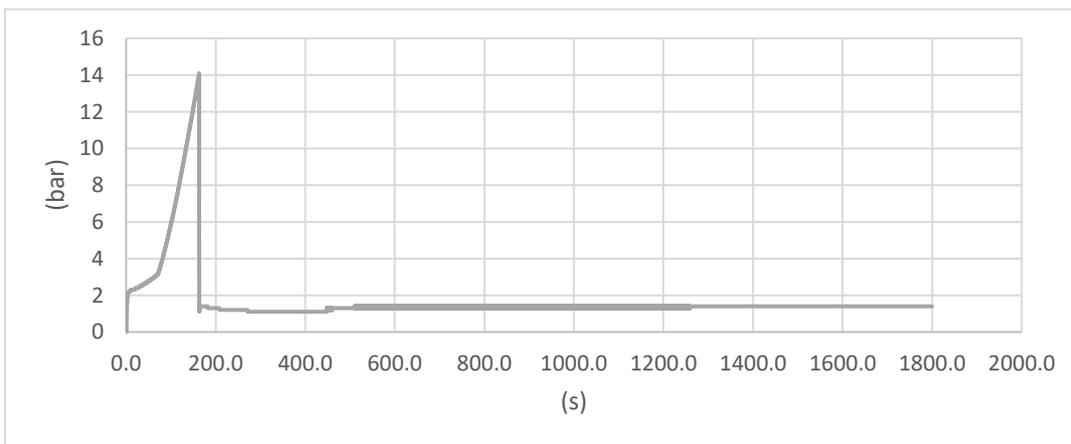


Figura 57 – Caso 5: Pressão do Tanque de Alívio do PZR

O sistema de boração adicional foi acionado (figura 58) através do sinal RESAK iniciando a boração do sistema de refrigeração do reator com uma concentração de 7000 ppm de ácido bórico.

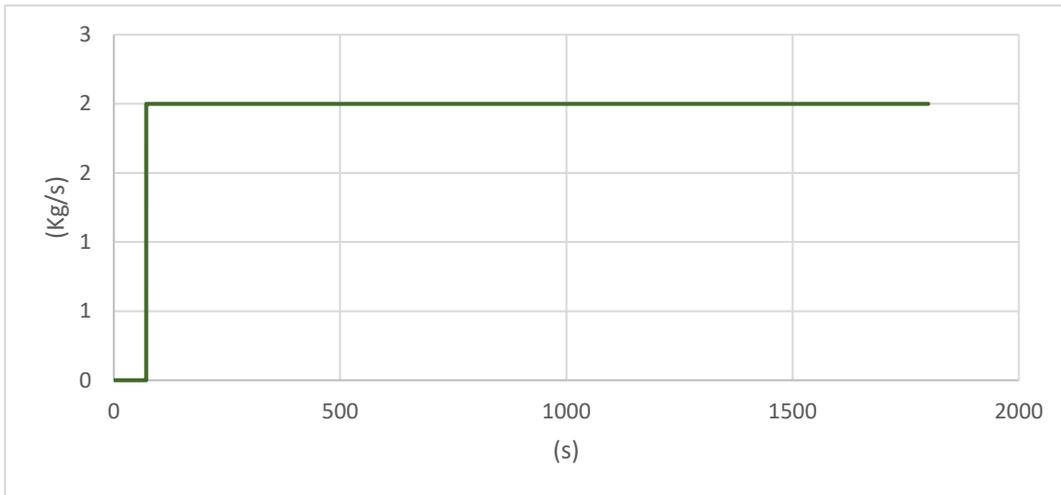


Figura 58 – Caso 5: Vazão do Sistema de Boração Adicional

Neste evento, a potência do reator é seguramente reduzida como resultado das propriedades inerentes do núcleo e pela iniciação automática de adição de boro por meio dos sistemas de boração. A remoção de calor é realizada no lado primário pela circulação natural e no lado secundário pelas estações de desvio de vapor principal com os geradores de vapor sendo alimentados pelas bombas de partida e parada.

CAPÍTULO VI

CONCLUSÃO E TRABALHOS FUTUROS

Este estudo propôs uma discussão sobre alguns acidentes ATWS que apontam, de acordo com o RFAS-Angra 2, apenas avaliações de plausibilidade com relação aos limites de pressão do sistema de refrigeração do reator para usina de Angra 2 e mostrar que estes limites não são violados.

Para manter os carregamentos de componentes dentro do limite permitido durante transientes operacionais, os limites de serviço do Código ASME de nível B (equivalente a aproximadamente 1,1 vezes a pressão de projeto) não podem ser excedidos. Igualmente, para manter os carregamentos de componentes dentro do limite permitido durante acidentes, os limites de serviço de nível C (equivalente a aproximadamente 1,2 vezes a pressão de projeto) não podem ser excedidos (ASME, 1999). Esta consideração é também consistente com a norma KTA 3201.2 (KTA SAFETY STANDARDS, 2017).

Conforme exposto ao longo do estudo, a primeira parcela deste trabalho tratou da avaliação do uso simulador de escopo total na avaliação de casos já existentes e informados no RFAS-Angra 2 de forma a se obter uma validação da metodologia para prosseguimento de estudos em outros casos de ATWS.

O caso 1 (Modo de Alimentação Elétrica de Emergência) atingiu um valor máximo de pressão do sistema de refrigeração do reator de 204 bar enquanto o RFAS-Angra 2 apresenta um valor máximo de pressão do sistema de refrigeração do reator de 201 bar. O caso 2 (Perda Total de Água de Alimentação Principal) indicou um valor máximo da pressão do sistema de refrigeração do reator de 193,4 bar ao passo que o RFAS-Angra 2 aponta um valor máximo de pressão do circuito primário de 183 bar. Desta forma, foi verificado que o erro alcançado entre os dois estudos foi em torno de 1,5% (caso 1) e 5% (caso 2). Com isso, conseguiu-se validar a metodologia de utilização do simulador de escopo total para os estudos em questão.

Os valores indicados no RFAS-Angra 2 foram alcançados por meio de simulações realizadas através de uma versão específica do código computacional NLPAN2/Mod. 1.04 (OELMAN, 2001).

Como não é evidente que estes dois casos são os limitadores com respeito à máxima pressão do refrigerante atingida no sistema de refrigeração do reator durante eventos ATWS, o RFAS-A2 apresenta estudos de plausibilidade para outros eventos iniciadores de ATWS e devido a obtenção de validação da metodologia com a utilização do simulador de escopo total, decidiu-se progredir e avaliar outros casos de eventos ATWS.

O caso 3 (Perda do dissipador de calor principal devido à perda de vácuo no condensador com suprimento de alimentação elétrica disponível) apresentou um valor máximo de pressão do sistema de refrigeração do reator de 185,7 bar. O caso 4 (Redução da vazão de refrigerante) indicou o pico de pressão do sistema de refrigeração do reator em 183,9 bar. Enquanto o caso 5 (Abertura inadvertida de uma válvula de segurança do pressurizador) exibiu o valor máximo de pressão do refrigerante em 173,2 bar.

Baseado nos resultados apresentados, todos os casos estudados apresentaram-se dentro dos limites estabelecidos pelo código ASME, Seção III, Divisão I, NB-3224 – Limite de serviço nível C (ASME, 1999) que corresponde a um valor máximo de pressão do refrigerante de 1,2 vezes a pressão de projeto, ou seja, menores que 210 bar. Dessa maneira, o critério de aceitação aplicável ao limite de pressão do sistema de refrigeração do reator não foi violado em nenhum dos casos estudados.

Em todos os casos o reator permaneceu numa condição segura de subcriticalidade pelos coeficientes de reatividade do moderador, do combustível e de vazios. A injeção de ácido bórico (7000 ppm de boro) apresentou-se satisfatória.

Esta abordagem de estudo ímpar na área nuclear brasileira tenta acender uma forma de aprendizagem bastante proveitosa e oferecer uma nova referência de estudo (Benchmarking). Além disso, essa metodologia de utilização do simulador de escopo total não precisa manter-se apenas voltada para a parte do circuito primário, como é o caso da maioria dos trabalhos científicos. Estudos nas áreas do circuito secundário (sistemas do turbo-gerador, sistema de condensado principal, sistema de água de alimentação principal entre outros) também podem ser produzidos em sincronia.

Os resultados destes cálculos podem ainda ser utilizados no treinamento de operadores de forma a promover melhorias nas habilidades e capacidades de conhecimento dos operadores de sala de controle, além de serem utilizados numa possível e viável formação acadêmica de engenheiros nucleares futuros, visto que, como concluiu

Peter Drucker: “Hoje o recurso realmente controlador, o fator de produção absolutamente decisivo, não é o capital, a terra ou a mão de obra. É o conhecimento”.

CAPÍTULO VII

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ALLAF, M. A.; LULE, S. S.; COLAK, U.; The development of TM2-RIA code for TRIGA type research reactors. *Annals of Nuclear Energy*, Istanbul, v. 145, p. 107545, September (available online 24 April 2020) 2020. ISSN ISSN 0306-4549.

ANDRADE, D. A.; SABUNDJIAN, G.; Simulação de um acidente postulado de perda de refrigerante primário por pequena ruptura na usina Angra 2 com código RELAP5/Mod. 3.2.2g. XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica, Rio de Janeiro, 11-16 Agosto 2002.

ASME. ASME Code - Section III, Division I. American Society of Mechanical Engineers. New York. 1999. (NB-3224).

BÉLANGER, J.; VENNE, P. A. P. J.-N. The What, Where and Why of Real-Time Simulation. *IEEE Advancing Technology for Humanity*, Montreal, 26 outubro 2001. 37-49.

BORGES, R. C.; Acidente de MLOCA de 442cm² na perna fria do circuito 20 da usina nuclear de Angra 2. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Rio de Janeiro. 2001. (RA-SUASE-05/2001).

BORING, R. L.; AGARWAL, V.; FITZGERALD, K.; HUGO, J.; HALLBERT B.; Digital Full Scope Simulation of a Conventional Nuclear Power Plant Control Room. Idaho National Laboratory. Idaho Falls. 2013. (INL/EXT-13-28432).

CARVALHO, F. A.; Analysis of some anticipated transient without scram for a pressurized water cooled reactor (PWR) using coupling of the containment CORAN code to the system model ALMOD code. Energy Research Abstracts, Oak Ridge, 15 June 1985. 4298-4299.

CERNE, G.; TISELJ, I.; PARZER, I.; ATWS Analysis for Krsko full scope simulation verification. Nuclear Energy in Central Europe. Slovenia: [s.n.]. 2000. p. 258-268.

CHEN, C. H.; WANG J.R., LIN H.T., SHIH C.; ATWS analysis for Maanshan PWR using TRACE/SNAP Code. Annals of Nuclear Energy, Oxford, 2014. 1-10.

CNEN. Requisitos de Saúde para Operadores de Reatores Nucleares. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Rio de Janeiro. 1980. (CNEN NE 1.06 Resolução CNEN 03/80).

CNEN. Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Rio de Janeiro. 1997. (CNEN NE 1.26 Resolução CNEN 04/97).

CNEN. Comissão Nacional de Energia Nuclear, 2006. Disponível em: <https://www.memoria.cnen.gov.br/Doc/pdf/cronologia/RIMA_2006_angraIII.pdf>. Acesso em: 08 junho 2020.

CNEN. Licenciamento de Operadores de Reatores Nucleares. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Rio de Janeiro. 2014. (CNEN NN 1.01 Resolução CNEN 170/14).

CORCUERA, P. A. A Full Scope Nuclear Power Plant Training Simulator: Design and Implementation Experiences. Systems, Cybernetics and Informatics, Santander, v. I, n. 3, p. 12-17, 2013.

DÍAZ, M.; GARRIDO, D.; A Simulation Environment for Nuclear Power Plants. 8th IEEE International Workshop on Distributed Simulation and Real-Time Applications. Budapest, Hungary: IEEE Computer Society. 2004. p. 98-105.

ELETRONUCLEAR.; Condensador Principal. Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 1997. (1450.1).

ELETRONUCLEAR.; Sistema de Limitação - JT Parte 1 - (RELEB/STAFAB/STEW). Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 1998. (1486.1).

ELETRONUCLEAR.; Sistema de Água de Alimentação/Sistema de Bombas de Água de Alimentação. Eletrobrás S.A. Angra dos Reis. 2001. (1446A).

ELETRONUCLEAR.; Sistema de Suprimento de Água de Selagem. Eletronuclear S.A. Rio de Janeiro. 2001. (1418A).

ELETRONUCLEAR.; Sistema de Proteção do Reator - JR - Dispositivos de Segurança. Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 2004. (JR-2 1488-2).

ELETRONUCLEAR.; Eletrobrás Termonuclear S.A., 2006. Disponível em: <http://eletronuclear.gov.br/Nossas_Atividades/Documents/EIA/v01_02_caracterização.html>. Acesso em: 10 Junho 2020.

ELETRONUCLEAR.; Distúrbios de Reatividade e ATWS. Eletronuclear S.A. Rio de Janeiro, p. 17-25. 2015. (ATWS-1495).

ELETRONUCLEAR.; Final Safety Analysis Report - Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - Unit 2. ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. Rio de Janeiro. 2016. (Doc. Ident. MA/2-0809.2/060000 Rev.14).

ELETRONUCLEAR.; Final Safety Analysis Report Rev.14. Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto Unit 2. Rio de Janeiro. 2016.

ELETRONUCLEAR.; Curso de Formação de Operadores Licenciáveis - Controle do Reator. Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 2018. (JS - 1485).

ELETRONUCLEAR.; Conceito das Tarefas do Operador - Manual de Operação da Usina Angra 2. Eletrobrás Termonuclear S.A. Rio de Janeiro. 2019. (Parte 3; Cap. 1.1; Vol. II).

ELETRONUCLEAR.; Manual de Operação da Usina - Angra 2. Eletrobrás Eletronuclear S.A. Rio de Janeiro. 2020. (Volume IV).

ETN. Suprimento de Energia Elétrica de Emergência. Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 2002. (1467).

ETN. Mecanismo das Barras de Controle. Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 2003. (1441).

ETN. System Description - Reactor Protection System. Eletronuclear S.A. Angra dos Reis. 2004.

FEDERAL REGISTER OF THE UNITED STATES. Amendments r.e. Design and Ops to Reduce Risk from ATWS. Washington D.C., p. 26036-26045. 1984. (vol. 49).

FERETLÉ, D.C.; CAVIINA N., DEBRECIN N., PEVEC D.; Complete loss of normal feedwater flow without reactor trip accident for NPP Krsko. First Meeting of the Nuclear Society of Slovenia, Bovec, 11-12 June 1992. 102-110.

FRISCH, W.; LANGENBUCH, S.; PETERNELL, P. S.; safety significance of inherent moderator density feedwater reactivity feedback during ATWS. Nuclear Science Engineering, United States, v. 64, n. 4, December 1977.

GANGLOFF, W. C. An Evaluation of Anticipated Operational Transients in Westinghouse Pressurized Water Reactors. Westinghouse Electric Corp. [S.l.]. 1971. (WCAP-7486).

GAVIRA, M. O. Simulação Computacional como uma Ferramenta de Aquisição de Conhecimento. Universidade de São Paulo. São Paulo. 2003.

GIACHETTI, R. T. Contribution of Anticipated Transients without Scram (ATWS) to Core Melt at United States Nuclear Power Plants. United States Department of Energy. Michigan. 1989. (DOE/OR/00033--T442).

GLASER, B., KRAJNC B., SPILER J., NOVSAK M.; NPP KRSKO Full Simulator Modelling. Nuclear Energy in Central Europe. Slovenia: [s.n.]. 1998. p. 373-380.

GRUSH, W. H.; WOERTH, S. C.; KOIZUMI, Y. Results and Analysis of a loss-of-feedwater induced ATWS experiment in the LOFT facility PWR. 21th ASME/AICHE National Heat Transfer Conference, Seattle, USA, 24 July 1983.

GUNTER, G. Description of the Code System SRELAP5/NLPAN-2. SIEMENS. Erlangen. 2003. (Siemens Work Report SNP NDS1/01/E2007 Rev.2).

HOLL, J. M. History 1946-96. Argonne National Laboratory - University of Illinois. Illinois. 1997.

HOUGHTON MIFFLIN COMPANY. The American Heritage Dictionary of the English Language. Boston: [s.n.], 2000.

IAEA. Fukushima Daiichi Accident. International Atomic Energy Agency. Vienna. 2015. (Technical Volume 2 - Safety Assessment).

IAEA. Classification, Selection and Use of Nuclear Power Plant Simulators for Education and Training. International Atomic Energy Agency. Vienna. 2019.

IAEA. Experiences in Implementing Safety Improvements at Existing Nuclear Power Plants. International Atomic Energy Agency. Vienna. 2020. (IAEA-TECDOC-1894).

IAEA. International Atomic Energy Agency, 2020. Disponível em: <<https://www.iaea.org/pris>>. Acesso em: 04 Junho 2020.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. IAEA Technical Committee Meeting on National NPP Personnel Training and Qualification Programmes, Vienna, 18-20 March 2002.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Use of Control Room Simulators for Training of Nuclear Power Plant Personnel. IEAE. Vienna, p. 1-4. 2004. (IAEA - TECDOC-1411).

JANBAZI, F.; REZAIE, M. R. ATWS severe accident analysis in the loss of flow scenario using MELCOR code in Bushehr Nuclear Power Plant. Kerntechnik, Kerman, v. 84, n. 2, p. 123-130, April 2019.

JOKSIMOVICH, V.; FRANK, M. V. A. W. D. R. Dominant Accident Sequences Derived from Review of Five PRA Studies. In: Lassahn, P. L.; Majumdar D. and Brockett, G. F. Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors. New York: Plenum Press, v. 2, 1984. p. 926.

JÓZSEF, K.; NOÉMI, M. N. Nuclear and Radiochemistry. Elsevier Insights Series, May 2012.

KAMAROVSKII, A. N. Construction of Nuclear Installations - Reactor Technology. United States Atomic Energy Commission. [S.l.]. 1963. (AEC-tr-5640).

KAO, L.; HUANG, P. H. ATWS Analysis for Maanshan PWR Power Plant. The 4th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics Operations and Safety. Taipei: [s.n.]. 1994. p. 56-C1 - 56-C8.

KENEMY, J. G. Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island - The Need for Change: The Legacy of TMI. United States Nuclear Regulatory Commission. Washington D.C. 1979.

KLIEM, S., MITTAG S., ROHDE U., GRUNDMANN U., WEISS F.P.; Simulation of ATWS conditions in pressurized water reactors. Atws. Internationale Zeitschrift fuer Kernenergie, Hamburg , 27-29 May 2008. 100-110.

KTA SAFETY STANDARDS. Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactors - Part 2: Design and Analysis. BfE - Bundesamt fuer kerntechnische Entsorgungssicherheit. Salzgitter. 2017. (KTA 3201.1).

KWU. Nuclebrás Simulator Manual - Plant: Angra 2 (PWR-1300MW). Kraftwerk Union Aktiengesellschaft. Erlangen. 1984.

LADIEU, A. E.; RAU, L. W.; STATILE, D. J. Best Estimate analyses of two hypothetical transients (ATWS and steam line break) for the Seabrook plant using RETRAN-01. International RETRAN Conference. Seattle, USA: Electric Power Research Institute - EPRI. 1981. p. 12.1-12.18.

LANNING, W. D. Anticipated Transient without Scram Events at Salem - Another Lesson in Operating Experience. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, D.C. 1991. (IAEA-SM-268/91).

LEE, W. J.; YUN, D. J. Safety significance of inherent moderator density reactivity feedback during ATWS. Autumn Meeting of the Korean Nuclear Society. Seoul: [s.n.]. 2001.

LEWIS, H.W., BUDNITZ R.J., KOUTS H.J.C., LOEWENSTEIN W.B., ROWE W.D., HIPPEL F.V. ZACHARIASEM F.; Risk Assessment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission. EG&G Idaho, Inc. Idaho. 1978. (NUREG/CR-0400).

LOBO, R.M.; ANDRADE A.H.P. Novas Ligas de Zircônio para aplicação nuclear. 9º Congresso Brasileiro de Engenharia e Ciência dos Materiais, São Paulo, 21-15 Novembro 2010. 5516-5523.

MARA, W. The Chernobyl disaster: Legacy and Impact on the Future of Nuclear Energy. Oak Ridge: [s.n.], 2011.

MATSON, R. J. ATWS - An Updated from NRC. In: AL, L. P. L. E. Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors. New York: Plenum Press, v. Vol.I, 1984. p. 305-309.

MCCLYMONT, A. S. . P. B. W. ATWS: a reappraisal. Part 3: Frequency of anticipated transients. Electric Power Research Institute. Palo Alto. 1982. (EPRI-NP-2230-PT3).

MCFADEDEN, J. H. E. A. RETRAN-02 - A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow System. EPRI - Electric Power Research Institute. California. 1988. (NP-1850-CCM-A).

MICHELOTTI, L. A. Analysis of Anticipated Transients without scram. General Electric Co. [S.l.]. 1971. (NEDO-10349).

MIETTINEN, J. Nuclear Power Plants Simulators: Goals and Evolution. CSNI Principal Working Group on Coolant System Behaviour - 2th Simulation Meeting. Espoo, Finland: [s.n.]. 1997. p. 107-133.

MILDNER, K. Electrical and I&C Components Qualified for Accident Ambient Conditions and for External Events. SIEMENS. Erlangen. 1993. (KWU/R221-93-E2006 Rev.e).

NASSER, J. A.; SEHGAL, B. R.; AGEE, L. J. Analysis of the pressurized water reactor anticipated transient without scram with RETRAN-2. Nuclear Technology, Palo Alto, v. 54, n. 3, p. 311-321, 1981. ISSN ISSN 0029-5450.

NATRONTEC. Estudo de Impacto Ambiental da Unidade 2 da Central Nuclear Almerante Alvaro Alberto - Angra 2. Natrontec Estudos e Engenharia de Processos Ltda. Rio de Janeiro. 1999.

NRC. TMI-2 Lessons Learned Task Force - Final Report. US Nuclear Regulatory Commission. Washington D.C. 1979. (NUREG-0585).

NRC. Proposed Rulemaking to Amend 10 CFR Part 50 Concerning ATWS Events. Nuclear Regulatory Commission. Washington D.C., p. p. A-9. 1980. (SECY-80-409).

NRC. Report on Accident at the Chernobyl Nuclear Power Station. US Nuclear Regulatory Commission. Washington DC. 1987. (NUREG-1250).

NRC. <http://nrc.gov>, 2020. Disponível em: <<http://nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part100/>>. Acesso em: 02 ago. 2020.

OELMAN, K. NLOOP Code Manual of Angra Specific Version NLPAN2. Framatome. Erlangen. 2001. (NDS1/2001/en/0214).

OKRENT, D. On the History of the Evolution of Light Water Reactor Safety in the United States. University of California. Los Angeles. 1978. (ACRS - 90024).

OKRENT, D. Nuclear Reactor Safety: on the History of the Regulatory Process. Wisconsin: University of Wisconsin Press, v. 243-260, 1981.

ONS. Operador Nacional do Sistema Elétrico, 2020. Disponível em: <<http://ons.org.br>>. Acesso em: 04 Junho 2020.

ORNL. History 1946-1996. Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge. 1997. (ORNL/M-6589).

OXFORD UNIVERSITY. Oxford Wordpower Dictionary. 4. ed. Oxford: Oxford University Press, 2016.

PAPER, K. L.; RISHER, D. H. LOFTRAN/RETRAN comparison calculations for a postulated loss-of-feedwater ATWS in the Sizewell B PWR. Nuclear Technology, Leicester, v. 61, n. 2, May 1983.

PARK, S. H.; SONG, Y.M., KIM D.H., KIM S.D., PARK S.Y.; ATWS analysis for total loss of feedwater sequence in UCN 3 and 4. Proceedings of the Korean Nuclear Society spring meeting, Kaeri, 28-29 May 1999.

PHILLIPS, J.; GOLDMAN, A. Fukushima Daiichi Accident Study. Sandia National Laboratories. California. 2012.

POLOSKI, J. P.; Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987-1995. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Idaho. 1999. (NUREG/CR 5750).

RADAIDEH, M. I.; KOZLOWSKI, T.; FARAWILA, Y. M. Loss of coolant accident analysis under restriction of reverse flow. Nuclear Engineering and Technology, Urbana, USA, v. 51, n. 6, p. 1532-1539, September 2019.

RAGHEB, M.; IKONOMOPOULOS, A.; JONES, B. G. Best estimate analysis of complete loss of normal feedwater without reactor scram for a PWR plant. American Society of Mechanical Engineers (ASME) Winter Annual Meeting. Dallas: [s.n.]. 1990.

RODRIGUES, J. C. Utilization, maintenance and upgrading of the Angra-2 NPP Simulator. Training simulators in nuclear power plants: Experience, programme design and assessment proceeding of a specialists' meeting. International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 1997. 227.

RSK. RSK Guidelines for Pressurized Water Reactors. RSK - Reaktorsicherheitskommission. Augsburg. 1981. (RSK-20).

SCOTT, J. F.; Analysis of Anticipated Transients Without Trip. Babcock & Wilcox Co. [S.l.]. 1972. (BAW-10016).

SELVATICI, E.; Castanheira, L.C.C.; Silva, N.G.; Angra 1 Nuclear Power Plant Full Scope Simulator Development Project. International Nuclear Atomic Conference. São Paulo: [s.n.]. 2015. p. ISBN: 978-85-99141-06-9.

SIEMENS. Code System S-RELAP/NLPAN2 - User's Guideline. Siemens. Erlangen. 2001. (NP NDS1/2001/01/E2005 Rev.2).

SOARES, A. S. Estudo do acidente com perda de refrigerante de um reator PWR através de um simulador de escopo completo e do código computacional RELAP. Instituto de Engenharia Nuclear - IEN. Rio de Janeiro, p. 32-37. 2014.

STOLL, U.; NLPAN2 (NLOOP version for Angra 2) - User's Guidelines - Summary of Data. SIEMENS. Erlangen. 1994. (KWU NDS 1/94/E3642).

SUN, J. W.; SUNG, S.K.; CHANG, J.Y.; KIM, J.S.; KANG, K.H.; Analysis of Anticipated Transients without scram (ATWS) event for Kori Unit 1 Nuclear Power Plant. Spring Meeting of the Korea Nuclear Society. Daejeon: [s.n.]. 2008.

SWATON, E., NEBOVAN, V., LEDERMAN, L.; Human Factors in the Operation of Nuclear Power Plants – Improving the Way Man and Machines Work Together; Nuclear Power & Safety, Vol. 29, No.4, pg. 27-30; August 1987.

U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Failure of 76 of 185 Control Rods to Fully Insert during a Scram at a BWR. U.S.NRC - Office of Inspection and Enforcement. Washington, D.C. 1980. (BL-80-17).

U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION. Anticipated Transients without Scram for Water-Cooled Power Reactors. U.S. Atomic Energy Commission. Washington, D.C. 1973. (WASH-1270).

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Technical Report on Anticipated Transients without Scram for Light Water Reactors. NRC. Washington, D.C. 1978. (NUREG-0460).

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Generic Implications of ATWS Events at the Salem Nuclear Power Plant. Washington, D.C., p. Vol.I. 1983. (NUREG-1000).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. Washington, D.C. 1975. (WASH-1400 / NUREG 75/014).

WESTINGHOUSE, E. C. Shippingport Operations from Start-up to First Refueling - 1957/1959. United States Atomic Energy Commission. [S.I.]. 1960.

XIAOBIN, Z. Simulation methods on ATWS accidents of full scope simulator for Qinshan 300 MW Nuclear Power Plant. Nuclear Power Engineering, Qinshan, v. 17, n. 2, p. 154-160, 1996. ISSN 0258-0926.

YANG, J. E. Fukushima Daiichi Accident: Lessons Learned and Future Actions from the Risk Perspectives. Nuclear Engineering and Technology, v. 46, n. 01, February 2014.

YANHUA, C. An Analysis study of ATWS accident for Guangdong Nuclear Power Plant. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, Guangdong, v. 15, n. 1, p. 1-8, 1995. ISSN 0258-0918.

YOUN, B. S.; LEE, J.B.; SONG, D.S.; HA, S.J.; Anticipated transient without scram (ATWS) analysis using RETRAN code. Fall Meeting of the Korean Nuclear Society. Daejeon: [s.n.]. 2014.