



**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**  
**Autarquia Associada à Universidade de São Paulo**

**Desenvolvimento do Programa da Garantia da Confiabilidade em uma planta nuclear brasileira subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade**

**JERÔNIMO MORAES GOMES**

**Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear - Reatores**

**Orientador:  
Prof. Dr. Miguel Mattar Neto**

**São Paulo  
2023**

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**  
**Autarquia Associada à Universidade de São Paulo**

**Desenvolvimento do Programa da Garantia da Confiabilidade em uma planta nuclear brasileira subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade**

**Versão Corrigida**

**Versão Original disponível no IPEN**

**JERÔNIMO MORAES GOMES**

**Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear - Reatores**

**Orientador:  
Prof. Dr. Miguel Mattar Neto**

**São Paulo  
2023**

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Como citar:

GOMES, J. M. ***Desenvolvimento do Programa da Garantia da Confiabilidade em uma planta nuclear brasileira subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade***. 2023. 117 f. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/>> (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN,  
com os dados fornecidos pelo(a) autor(a).

Gomes, Jerônimo Moraes  
Desenvolvimento do Programa da Garantia da Confiabilidade em uma planta nuclear brasileira subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade / Jerônimo Moraes Gomes; orientador Miguel Mattar. -- São Paulo, 2023.  
117 f.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2023.

1. Programa da Garantia da Confiabilidade. 2. Planta Nuclear Brasileira. 3. Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade. I. Mattar Neto, Miguel, orient. II. Título.

## **FOLHA DE APROVAÇÃO**

Autor: Jerônimo Moraes Gomes

Título: Desenvolvimento do Programa da Garantia da Confiabilidade em uma planta nuclear brasileira subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para obtenção do título de Mestre em Ciências.

Data: 22/08/2023

### **Banca Examinadora**

Prof. Dr.: Miguel Mattar Neto

Julgamento: Aprovado

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN

Prof. Dr.: Marcelo Ramos Martins

Julgamento: Aprovado

Instituição: Universidade de São Paulo - USP

Prof. Dr.: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Julgamento: Aprovado

Instituição: Universidade Federal do Rio de Janeiro - UFRJ

## **AGRADECIMENTOS**

Agradeço ao meu orientador, Prof. Dr. Miguel Mattar Neto, pela contribuição de sua experiência técnica, objetividade e apoio nos momentos decisivos para a execução deste trabalho.

Ao Capitão de Corveta (EN) Gil Teixeira, pela orientação técnica para o bom aproveitamento do tempo disponibilizado pela Marinha do Brasil para a realização do curso.

À Dra. Patricia Silva Pagetti de Oliveira, pela coorientação técnica.

Ao Dr. Marcos Maturana, pela disponibilidade, orientações e discussões importantes para a exequibilidade dos resultados deste trabalho.

Aos Srs. Roberto Oliveira e Vitor Medeiros, pela oportunidade de troca de conhecimentos referentes à planta experimental.

À Marinha do Brasil e ao IPEN por fomentarem meu crescimento profissional.

## RESUMO

GOMES, J. M. ***Desenvolvimento do Programa da Garantia da Confiabilidade em uma planta nuclear brasileira subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade***. 2023. 117 f. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo.

O principal objetivo deste trabalho é implementar de uma metodologia para o desenvolvimento de um Programa de Garantia da Confiabilidade (PGC) específico para uma instalação nuclear experimental PWR em implantação no Brasil, através da análise da instalação experimental e do desenvolvimento de um PGC preliminar subsidiado por um modelo de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade (RAM, do inglês *Reliability, Availability and Maintainability*). Para isso, é realizada uma ampla pesquisa bibliográfica nos bancos de dados da área nuclear disponíveis, além do estudo de uma avaliação realizada no sistema de remoção de calor de decaimento de longo prazo durante uma parada para reabastecimento da planta experimental estudada, cujos dados foram usados para aplicação do PGC. Os passos necessários para aplicação do PGC desenvolvido são seguidos, usando-se os dados da avaliação do sistema da planta estudada, resultando em uma lista de componentes de risco significativo para o PGC, que têm uma influência importante no potencial de garantia de segurança, para os quais o objetivo do PGC deve ser garantir que o risco não aumente e proteger contra a deterioração do desempenho (manutenção e capacidade de manutenção aprimoradas e tempo fora de serviço minimizado). Destes últimos, foram identificados os que têm uma influência importante também no potencial de redução de risco, sendo que o objetivo do PGC para eles deve ser tornar o risco presente menor e receber a maior atenção na busca de possíveis melhorias.

Palavras-chave: Programa de Garantia da Confiabilidade; Planta Nuclear Brasileira; Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade.

## ABSTRACT

GOMES, J. M. **Development of the Reliability Assurance Program for a Brazilian nuclear power plant subsidized by a Reliability, Availability and Maintainability Model.** 2023. 117 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo.

The main purpose of this work is to present a methodology for the development of a Reliability Assurance Program (PGC) specific for a PWR experimental nuclear installation under implementation in Brazil, through the analysis of the experimental facility and the development of a preliminary PGC subsidized by a Reliability, Availability and Maintainability (RAM) model. For this, an extensive bibliographical research is carried out in the available nuclear area databases, in addition to the study of an evaluation carried out in the long-term decay heat removal system during a tire refueling of the studied experimental plant, whose data were used for application of the PGC. The necessary steps for applying the developed PGC are followed, using data from the system assessment of the studied plant, resulting in a list of components of significant risk for the PGC, which have an important influence on the safety guarantee potential, to which the objective of the PGC should be to ensure that risk does not increase and to protect against performance deterioration (improved maintainability and serviceability and minimized out-of-service time). Of the latter, those that also have an important influence on the risk reduction potential were identified, and the objective of the PGC for them should be to make the present risk smaller and receive the greatest attention in the search for possible improvements.

Key words: Reliability Assurance Program; Brazilian nuclear power plant; Reliability, Availability and Maintainability.

## LISTA DE SIGLAS

AIP	–	<i>Availability improvement programme</i>
APS	–	Avaliações probabilísticas de segurança
BWR	–	<i>Boiling Water Reactor</i>
MRC	–	Capacidade Confiável Máxima
COL	–	<i>Combined license</i>
CCF	–	<i>Common cause failure</i>
CDF	–	<i>Core damage frequency</i>
DEA	–	Desaerador
DC	–	<i>Design certification</i>
ESFAS	–	<i>Engineering Safety Function Actuation System</i>
FV	–	Fussell-Vesely
GQ	–	Garantia da Qualidade
T/G	–	Gerador da turbina
ITAAC	–	<i>Inspections, tests, analyses, and acceptance criteria</i>
ISLOCA	–	<i>Interfacing systems loss of coolant accident</i>
IAEA	–	<i>International Atomic Energy Agency</i>
LERF	–	<i>Large early release frequency</i>
LCO	–	<i>Limiting condition for operation</i>
LTOP	–	<i>Low-temperature overpressure protection</i>
NRC	–	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NSSS	–	<i>Nuclear steam supply system</i>
PZR	–	Pressurizador
PWR	–	<i>Pressurized Water Reactor</i>
PGC	–	Programa da garantia da confiabilidade
PGC-O	–	Programa da garantia da confiabilidade na operação
PGC-P	–	Programa da garantia da confiabilidade no projeto
QA	–	<i>Quality assurance</i>
RCS	–	<i>Reactor coolant system</i>
RRS	–	<i>Reactor regulating system</i>
10 CFR 50	–	<i>Regulations Title 10, Code of Federal Regulations</i>



FSAR	–	Relatório final de análise de segurança
RAM	–	<i>Reliability, Availability and Maintainability</i>
RHRS	–	<i>Residual Heat Removal System</i>
RAW	–	<i>Risk achievement worth</i>
SIAS	–	Sinal de acionamento da injeção de segurança
SSCs	–	Sistemas, estruturas e componentes
SRP	–	<i>Standard Review Plan</i>
SJAEs	–	<i>Steam jet air ejectors</i>
ST	–	Tanque de armazenamento de água de alimentação
$T_{ref}$	–	Temperatura de referência
$T_{avg}$	–	Temperatura média

## SUMÁRIO

	<b>Página</b>
<b>1 INTRODUÇÃO</b> .....	10
<b>1.1 Justificativa</b> .....	13
<b>1.2 Objetivos</b> .....	14
<b>1.3 Estrutura da Dissertação</b> .....	14
<b>2 REVISÃO DA LITERATURA</b> .....	15
<b>2.1 Programa de Garantia da Confiabilidade</b> .....	15
2.1.1 Processos analíticos e de gestão .....	15
2.1.2 Objetivo do PGC .....	17
2.1.3 Elementos de um Programa de Garantia da Confiabilidade.....	17
2.1.4 Programas de Garantia da “Qualidade” e da “Confiabilidade” .....	18
2.1.5 Técnicas disponíveis para aplicação em Garantia da Confiabilidade.....	19
2.1.6 Especificações técnicas .....	19
2.1.7 Medidas de importância .....	20
2.1.7.1 Medida de Importância Fussell-Vesely .....	21
2.1.7.2 Valor de realização de risco .....	22
2.1.7.3 Valor de realização de risco de falha de causa comum .....	22
2.1.7.4 Interpretação das medidas de importância .....	23
2.1.8 Processo de melhoria de disponibilidade .....	24
2.1.9 Licença Combinada .....	25
2.1.10 Situação do PGC no Brasil .....	27
<b>2.2 Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade (RAM)</b> .....	27
2.2.1 RAM em plantas nucleares .....	30
2.2.2 Elaboração de um modelo de RAM .....	31
<b>2.3 Plantas Nucleares</b> .....	32
2.3.1 Sistemas da Planta Nuclear .....	33
2.3.1.1 Sistema de Atuação de Função de Segurança de Engenharia (ESFAS) .....	34
2.3.1.2 Sistema de Controle Químico e Volumétrico.....	34

2.3.1.3	Sistema de Regulação do Reator .....	35
2.3.1.4	Sistema de proteção contra sobrepressão de baixa temperatura .....	36
2.3.1.5	Sistema de Aquecimento da Água de Alimentação .....	36
2.3.1.6	Sistema de Controle Elétrico e Hidráulico.....	38
2.3.1.7	Mecanismo de acionamento da barra de controle.....	38
2.3.1.8	Sistema de Remoção de Calor Residual .....	38
2.3.1.9	Sistema de resfriamento da piscina de combustível .....	39
2.3.1.10	Sistema de resfriamento secundário de combustível.....	39
2.3.1.11	Dissipador de calor final.....	40
2.3.1.12	Sistema de Água de Resfriamento de Componentes.....	40
2.3.1.13	Energia elétrica em corrente alternada e corrente contínua .....	40
2.3.2	PGC em plantas nucleares.....	41
2.3.3	Planta nuclear experimental .....	41
<b>2.4</b>	<b>Uso do modelo de RAM em programas de garantia de confiabilidade.....</b>	<b>43</b>
2.4.1	Informações e banco de dados da planta .....	43
2.4.2	Processo bayesiano ou de atualização estatística .....	45
2.4.3	Modelos de RAM.....	46
2.4.3.1	Abordagens de modelagem sugeridas ou preferidas .....	48
2.4.3.2	Previsão de disponibilidade equivalente .....	48
2.4.4	Resultados das análises de RAM .....	49
2.4.5	Desenvolvimento de uma lista ordenada de itens candidatos ao programa de melhoria de disponibilidade.....	49
2.4.6	Alterando o desempenho dos SSCs .....	50
2.4.7	Modificação do modelo de RAM para refletir as mudanças propostas .....	51
2.4.8	Avaliação de custo/benefício .....	52
2.4.9	Resultados da otimização .....	53
2.4.10	Implementação das mudanças .....	53
<b>3</b>	<b>METODOLOGIA.....</b>	<b>55</b>
<b>3.1</b>	<b>Escopo, Etapas e Objetivos do Programa de Garantia de Confiabilidade.....</b>	<b>55</b>
<b>3.2</b>	<b>Implementação do Programa de Garantia de Confiabilidade .....</b>	<b>57</b>
3.2.1	Consideração de projeto.....	59
3.2.2	Identificação e priorização de SSCs.....	61
3.2.3	Painel de especialistas.....	62
<b>3.3</b>	<b>Organização, Controle de Projeto, Procedimentos e Instruções, Ações Corretivas e Planos de Auditoria .....</b>	<b>64</b>

<b>3.4</b>	<b>Informações do PGC Necessárias em uma Aplicação de COL</b>	66
<b>4</b>	<b>ESTUDOS DE CASO</b>	67
<b>4.1</b>	<b>Plantas nucleares</b>	67
<b>4.2</b>	<b>Análise do Programa de Garantia da Confiabilidade do U. S. EPR</b>	68
4.2.1	Relatório Final de Análise de Segurança	69
4.2.2	Programa de Garantia da Confiabilidade	69
<b>4.3</b>	<b>Análise da planta experimental e aplicação do PGC</b>	75
4.3.1	Objetivos da aplicação do PGC no sistema selecionado	75
4.3.2	Desenvolvimento dos modelos	76
4.3.3	Identificação e priorização de SSCs	79
<b>5</b>	<b>RESULTADOS E DISCUSSÃO</b>	81
<b>5.1</b>	<b>Revisão Crítica da análise do PGC da U.S. EPR</b>	81
<b>5.2</b>	<b>Aplicação do PGC para a identificação de SSCs de risco significativo</b>	83
<b>6</b>	<b>CONCLUSÕES</b>	91
	<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</b>	93
	<b>APÊNDICE – Tabela de entrada para a lista do PGC de Medidas de Importância</b>	99

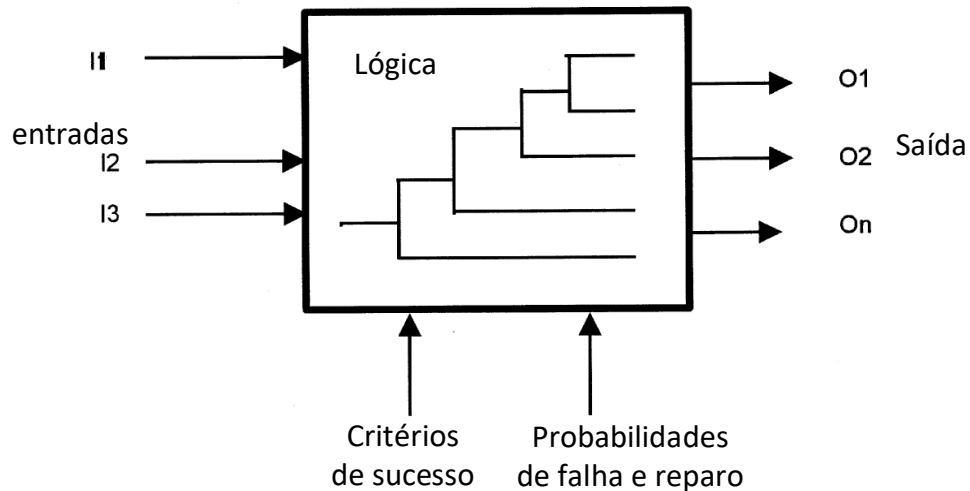
## 1 INTRODUÇÃO

Em 1996, a *International Atomic Energy Agency* (IAEA) iniciou a tarefa de desenvolver um guia de garantia de confiabilidade para apoiar a implementação de programas de reatores avançados e facilitar a próxima geração de reatores nucleares comerciais no alcance de um alto nível de segurança, confiabilidade e economia. Um programa da garantia da confiabilidade (PGC) deve fazer parte da implementação de programas de gestão de instalações nucleares, para que essas alcancem um alto nível de segurança, confiabilidade, qualidade e desempenho econômico.

O guia desenvolvido pela IAEA (2002), TECDOC-1264, destina-se a plantas nucleares comerciais de geração de energia. Destina-se também a aumentar, e não substituir, os requisitos específicos de garantia de confiabilidade definidos pelos documentos de requisitos da planta e pelos projetistas individuais do sistema de fornecimento de vapor nuclear (NSSS, do inglês *nuclear steam supply system*).

O PGC se aplica a sistemas, estruturas e componentes (SSCs) significativos para plantas nucleares, conforme determinado pelo uso de métodos probabilísticos e determinísticos, incluindo informações obtidas de fontes como a experiência operacional da indústria, bancos de dados de falhas de componentes relevantes e painéis de especialistas (U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2007). É importante salientar que os SSCs do PGC (ou seja, SSCs considerados de risco significativo) não devem se degradar a um nível inaceitável de confiabilidade, disponibilidade ou condição durante as operações da planta (BARRY, 2011). Uma visão geral das interações entre cada elemento funcional do PGC é mostrado em diagrama na Figura 1.

Figura 1 – Exemplo de um modelo funcional



Fonte: IAEA, 2002

Para prever as perdas descritas pela curva de duração da carga da planta, normalmente os modelos de RAM representam as relações lógicas entre cada componente da planta, sistema e ação humana para seus efeitos na geração de energia e podem ser usados para prever quantitativamente a magnitude de cada contribuinte (por exemplo, defeitos internos e superficiais de componentes e propagação de trincas) para a ocorrência de um evento abstrato de alto nível individual. A curva de duração da carga provou ser uma ferramenta conveniente para fornecer graficamente a base para uma taxonomia de contribuintes genéricos para a perda de geração de energia.

De acordo com IAEA (2002), as principais metas de segurança são geralmente definidas pela autoridade reguladora na forma de um conjunto de requisitos que se concentram nas questões críticas de segurança:

- a) Limitar acidentes definindo uma taxa de ocorrência aceitavelmente baixa medida como frequência de dano ao núcleo (CDF, do inglês *core damage frequency*);
- b) Limitar a liberação de níveis perigosos de radioisótopos, definindo uma taxa de ocorrência aceitavelmente baixa para uma grande liberação medida como a frequência para uma grande liberação antecipada (LERF, do inglês *large early release frequency*);

- c) Limitar os danos ao público em geral, especificando níveis aceitavelmente baixos de risco individual, tanto dos efeitos crônicos quanto agudos da radiação.

Nos próximos tópicos desta Introdução discorrer-se-á de forma sucinta sobre a aplicação da análise de Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade (RAM, do inglês Reliability, Availability and Maintainability), o princípio de funcionamento de plantas nucleares e da planta analisada neste trabalho, a justificativa para execução desta dissertação e os seus objetivos, tanto gerais quanto específicos.

Uma técnica que pode ser usada como uma das bases para o desenvolvimento de um PGC de uma instalação nuclear de geração de energia é a análise de RAM. Como já mencionado, normalmente os modelos de RAM representam as relações lógicas entre cada componente da planta, sistema e ação humana para seus efeitos na geração de energia e podem ser usados para prever quantitativamente a magnitude de cada contribuinte (por exemplo, defeitos internos e superficiais de componentes e propagação de trincas) para a ocorrência de um evento abstrato de alto nível individual, para as perdas descritas pela curva de duração da carga da planta.

O PGC precisará dos resultados dos modelos probabilísticos de RAM da planta para prever:

- a) perdas por interrupções forçadas totais e parciais;
- b) a frequência de desligamentos da planta, seja como desarme manual ou automático, desligamento (SCRAM) imediato (controlado, em até 24 horas) ou retardado (manutenção);
- c) perdas decorrentes de interrupções planejadas (recarga, revisão e manutenção).

Há uma gama de modelos de confiabilidade, disponibilidade, manutenibilidade e segurança probabilística necessários para dar suporte a um programa abrangente de garantia da confiabilidade. Entretanto, o programa piloto, para o qual este trabalho se propõe a implementar uma metodologia, será subsidiado apenas por um modelo de RAM.

Será necessário fazer uma pesquisa bibliográfica referente a modelos de RAM, para a sua correta elaboração. O modelo de RAM a ser utilizado neste trabalho será elaborado com base nas informações apresentadas por VETTORAZZI (2017).

O principal objetivo do PGC é fornecer uma planta que opere de forma confiável e segura enquanto gera eletricidade a um custo mínimo e atenda totalmente a todos os requisitos de segurança. Os resultados dos programas de RAM e avaliações probabilísticas de segurança (APS) fornecem as informações necessárias para realizar análises de custo/benefício para justificar e priorizar mudanças, modificações e melhorias na planta durante o projeto e a operação. Modelos de RAM fornecem informações essenciais para a quantificação do custo das mudanças (e.g., quantidade de sobressalentes para cumprir o programa de manutenção, quantidade de pessoas necessárias, etc).

Salienta-se que a aplicação da metodologia apresentada neste trabalho é uma adaptação, para uma instalação experimental, das práticas já existentes focadas em plantas convencionais de produção de energia. Assim, as peculiaridades desta adaptação serão discutidas e os objetivos da planta experimental serão utilizados como critérios para a otimização da confiabilidade.

A principal contribuição do trabalho desenvolvido será o PGC preliminar para a planta nuclear experimental PWR em implantação no Brasil analisada por VETTORAZZI (2017). Para subsidiar tal PGC, a mesma instalação será utilizada como base para o modelo de RAM deste trabalho, que tem sua importância, dado que, como já mencionado, atualmente o PGC é uma exigência regulatória para licenciamento de plantas nucleares, nos Estados Unidos, Canadá e outros países (LI, 2014). Apesar de haver variados programas e técnicas disponíveis para aplicação em garantia de confiabilidade (IAEA, 2002), este trabalho se delimitará à aplicação de RAM para subsidiar o PGC.

Desta forma, primeiramente será necessário estudar essas informações apresentadas e extrair os dados necessários para o modelo de RAM, para poder executar as próximas etapas deste trabalho. Dada a complexidade de toda uma planta nuclear, ainda que experimental, este trabalho delimitará o desenvolvimento do PGC a apenas um sistema dela, a saber, o sistema de remoção de calor de decaimento de longo prazo durante uma parada para reabastecimento da planta.

## **1.1 Justificativa**

A implementação de um PGC justifica-se pelo fato de este fornecer uma maneira estruturada de atender a requisitos regulatórios de plantas nucleares, que serão



estudados ao longo deste trabalho. O PGC em si já é uma exigência regulatória, que deve estar presente no Relatório de Análise de Segurança da planta (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2014).

## **1.2 Objetivos**

O objeto de estudo deste trabalho é o desenvolvimento de um PGC preliminar em uma planta nuclear experimental PWR em implantação no Brasil, subsidiado por um modelo de RAM. Desta forma, o objetivo geral desta dissertação é apresentar a aplicação de uma metodologia para o desenvolvimento do PGC específico para a instalação nuclear experimental.

Assim, os objetivos específicos serão:

- a) analisar a instalação experimental PWR em implantação no Brasil;
- b) aplicar um modelo de RAM na instalação experimental para desenvolvimento seu uso no desenvolvimento do PGC

Para alcançar estes objetivos, é necessária uma ampla pesquisa bibliográfica nos bancos de dados da área nuclear disponíveis com vistas a compreender os vários aspectos que envolvem o PGC como um sistema de gestão formal, tais como as técnicas e programas disponíveis para a sua aplicação.

## **1.3 Estrutura da Dissertação**

O Capítulo 2 apresentará a pesquisa bibliográfica efetuada referente a PGC e RAM. No capítulo 3 será feita a exposição da metodologia elaborada, baseada na pesquisa bibliográfica efetuada. O capítulo 4 abordará estudos de caso feito sobre o PGC do projeto da planta nuclear U.S. EPR e sobre um sistema da planta experimental, para aplicação do PGC. No capítulo 5 os resultados do estudo de caso e da aplicação do PGC serão expostos e discutidos. Finalmente, o capítulo 6 apresentará as conclusões desta dissertação.

## **2 REVISÃO DA LITERATURA**

Este capítulo tem como propósito apresentar a pesquisa bibliográfica efetuada em bases de dados especializadas em energia nuclear e na bibliografia disponível referente a PGC e RAM. Esta etapa tem por objetivo a recuperação e conhecimento de trabalhos anteriormente desenvolvidos por outros autores sobre plantas nucleares e assuntos similares. Também é analisado o desenvolvimento e usos passados e presentes do PGC na indústria nuclear encontrados em artigos científicos, além de caracterizar seu uso atual e questões relacionadas, juntamente com uma perspectiva para seus usos futuros na indústria nuclear.

A primeira subseção deste capítulo abordará o estudo feito no TECDOC-1264 e a pesquisa bibliográfica feita sobre o assunto até o momento. A subseção 2.2 discorrerá sobre as referências pesquisadas que tratam de confiabilidade, disponibilidade e manutenibilidade. Já a subseção 2.3 tratará sobre o que foi revisado referente a plantas nucleares. Finalmente, a última subseção abordará sobre o uso do modelo de RAM em programas de garantia de confiabilidade.

### **2.1 Programa de Garantia da Confiabilidade**

De acordo com o guia TECDOC-1264 da IAEA (2002), o PGC é um sistema de gestão formal que garante a coleta de informações características importantes sobre o desempenho da planta ao longo de cada fase de sua vida, e direciona o uso dessas informações na implementação de processos analíticos e de gestão. Além deste conceito, AUGUST (2012) propôs que o PGC seja um programa de manutenção programada abrangente e baseado em projeto, consistindo em planos de monitoramento derivados de primeiros princípios – não apenas boas intenções, suposições ou orientação inexata sem uma base técnica factual. Esta seção abordará o estudo feito no TECDOC-1264 e a pesquisa bibliográfica feita sobre o assunto até o momento.

#### **2.1.1 Processos analíticos e de gestão**

Os objetivos específicos desses processos são:

- a) confirmar o esperado da planta, ou seja, o cumprimento de cada uma das metas de desempenho atribuídas a ela por seu projetista, construtor, proprietário/operador e regulador;
- b) orientar o processo de busca e implementação de melhorias econômicas para a planta aumentar a produção ou reduzir o risco.

Saliente-se que o PGC atua em dois momentos fundamentais em uma planta nuclear: no projeto (PGC-P) e na operação da planta (PGC-O). O PGC define os requisitos de projeto e operacionais que garantem níveis aceitáveis de segurança da planta e fornecerão uma base para muitas outras tarefas que podem ser usadas nos processos de tomada de decisão que garantem um desempenho econômico ideal da planta.

Segundo o TECDOC-1264 (IAEA, 2002), as atividades de PGC iniciarão uma busca por medidas corretivas econômicas e estabelecerão critérios de implementação e compromissos para alcançá-los, sempre que:

- a) uma deficiência for detectada, seja porque os resultados de uma tarefa analítica conduzida durante o PGC-P previram que o projeto da planta não atenderá a uma ou mais das metas de segurança, confiabilidade ou econômicas;
- b) resultados de um programa de monitoramento e avaliação de PGC-O indicarem que o desempenho da planta é inferior ao esperado.

Quando várias medidas corretivas forem possíveis, os PGC-P/O:

- a) usarão uma ou mais das ferramentas analíticas à sua disposição para estabelecer os custos e benefícios de cada medida;
- b) fornecerão informações quantitativas sobre os méritos relativos de cada medida para o tomador de decisão.

Essa análise também identificará propostas de melhorias que incorreriam em custos maiores do que os benefícios que retornariam, caso aplicadas, ou seja, melhorias cujas execuções não seriam economicamente proveitosas para a planta.

Como as falhas dos SSCs que afetam o desempenho da planta o fazem com vários graus de frequência e gravidade, elas introduzem uma dificuldade no processo de definição de metas, que é como medir e comparar o desempenho médio operacional relativamente volátil de curto prazo com os objetivos médios de referência de longo prazo.

É interessante observar que, além de servir como um programa de monitoramento e melhoria de desempenho, o PGC também enfocará o dispêndio de recursos disponíveis para:

- a) melhoria de desempenho em áreas onde o retorno econômico é maior;
- b) otimizar o projeto e operação da planta para que o proprietário receba o maior retorno econômico para os ativos investidos e despesas operacionais.

### 2.1.2 Objetivo do PGC

Basicamente, pode-se dizer que o objetivo do PGC, conforme o TECDOC-1264 (IAEA, 2002), é fornecer uma planta que opere de forma confiável e segura, gerando eletricidade a um custo mínimo, e atendendo plenamente a todos os requisitos de segurança. Assim sendo, o PGC busca o ponto ótimo entre confiabilidade e custos, visto que os benefícios do aumento da confiabilidade tendem a diminuir à medida que aumentam os custos de alcançá-la.

Um PGC deve fazer parte da implementação de programas de gestão de instalações nucleares, para que essas alcancem um alto nível de:

- a) segurança;
- b) confiabilidade;
- c) qualidade;
- d) desempenho econômico.

Note-se que a implementação de um PGC fornece uma maneira estruturada de atender a requisitos regulatórios.

### 2.1.3 Elementos de um Programa de Garantia da Confiabilidade

Pode-se esperar que um PGC típico tenha quatro amplos elementos funcionais, apresentados no TECDOC-1264:

- a) metas e critérios de desempenho;
- b) sistemas de gestão e procedimentos de implementação;
- c) ferramentas analíticas e métodos investigativos;
- d) gestão da informação.

De acordo com os requisitos regulatórios para o PGC (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2014), um programa formal de garantia de confiabilidade integrará totalmente os sistemas de gerenciamento da planta e atividades associadas que influenciam a confiabilidade, disponibilidade ou manutenibilidade de SSCs críticos cujo desempenho é importante para o fator de capacidade da planta, segurança da planta ou risco da planta.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2015) aborda a Política e Questões Técnicas Associadas ao Tratamento Regulatório de Sistemas de Não Segurança em Projetos de Plantas Passivas, que contém a política da U.S. NRC sobre SSCs não relacionados à segurança que são identificados como contribuintes significativos para a segurança da planta. O escopo do programa de monitoramento especificado no parágrafo (a)(1) da § 50.65 *requirements*, da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2021a), deve incluir SSCs relacionados à segurança e não relacionados à segurança.

#### 2.1.4 Programas de Garantia da “Qualidade” e da “Confiabilidade”

Os programas de Garantia da Qualidade e da Garantia da Confiabilidade têm objetivos semelhantes, quais sejam: garantia de segurança e confiabilidade da planta. Entretanto, tais programas alcançam esses objetivos por meio de mecanismos diferentes.

O Programa de Garantia da Qualidade (GQ) é uma ferramenta de gestão interdisciplinar e documentada que fornece meios para garantir que todo o trabalho seja adequadamente planejado, corretamente executado e avaliado. A documentação do Programa descreve as medidas gerais estabelecidas por uma organização para atingir as metas e objetivos de gestão que são aplicados a cada unidade e indivíduo dentro da organização.

Já o PGC, de acordo com o TECDOC-1264, integra critérios determinísticos e técnicas probabilísticas para fornecer previsões da importância relativa e absoluta de componentes individuais da planta. Entre outros benefícios, isso facilitará a implementação de programas de “GQ graduado” que atribuem recursos à obtenção de “qualidade” que sejam proporcionais à sua importância tanto para a economia quanto para a segurança, e implementam requisitos de Especificação Técnica que sejam proporcionais ao seu impacto sobre o risco da planta.

### 2.1.5 Técnicas disponíveis para aplicação em Garantia da Confiabilidade

As técnicas e programas disponíveis para aplicação em garantia de confiabilidade citados pelo TECDOC-1264 incluem as bem estabelecidas:

- a) análise de confiabilidade, disponibilidade e manutenibilidade (RAM);
- b) modelos, análises e resultados de avaliação probabilística de segurança (APS) de nível 1, 2 e 3;
- c) técnicas de modelagem e quantificação econômica que permitem a análise custo-benefício e a otimização do desempenho econômico global.

Os resultados dos programas RAM e APS fornecem as informações necessárias para realizar uma análise de custo/benefício para justificar e priorizar mudanças, modificações e melhorias na planta durante o projeto e a operação.

O PGC precisará de saídas de modelos de segurança que simulem o comportamento transiente do sistema de refrigeração do reator (RCS, do inglês *reactor coolant system*), os mecanismos e condições associados ao revestimento de combustível e falha no limite de pressão do RCS, comportamento fenomenológico, condições e transporte de produtos de fissão dentro da contenção primária e, finalmente, a dispersão de produtos de fissão para o ambiente.

### 2.1.6 Especificações técnicas

Segundo o TECDOC-1264, durante a realização de análises de segurança e avaliações de confiabilidade, as condições de contorno impostas à análise definem implicitamente um conjunto de premissas cuja validade deve ser assegurada durante a operação da planta. A manutenção da validade dessas premissas exigirá a aplicação de controles administrativos, normalmente impostos na forma de um conjunto de especificações técnicas da planta. Na geração atual de Especificações Técnicas, esses controles se enquadram em várias categorias amplas:

- a) imposição de restrições na configuração operacional da planta para que o número de caminhos funcionais de sucesso operáveis nunca diminua abaixo do número mínimo assumido nas análises preliminares ou finais de segurança;

- b) a falha em manter esse número de caminhos de sucesso resulta na entrada da planta em uma condição limitante para operação (LCO, do inglês *limiting condition for operation*), uma condição em que a planta deve ser restaurada para uma configuração aceitável dentro de um período de tempo definido ou proceder ao desligamento;
- c) imposição de restrições nos tempos de interrupção fora de serviço permitidos para SSCs importantes. Ao impor restrições aos tempos de interrupção permitidos para determinados SSCs, as Especificações Técnicas garantem um nível aceitável de disponibilidade dos SSCs;
- d) imposição de requisitos de teste funcional, inspeção e calibração que fornecem garantia de alto nível de confiabilidade e disponibilidade para SSCs importantes.

#### 2.1.7 Medidas de importância

Há uma série de medidas de importância quantitativa que são rotineiramente produzidas por softwares computacionais usados por engenheiros de confiabilidade para realizar análises de sistemas, RAM e avaliações de risco. Essas medidas de importância numérica permitem que os analistas classifiquem os contribuintes individuais com base em suas contribuições gerais para a não confiabilidade ou risco.

Como as medidas de importância diferem umas das outras e produzem diferentes insights sobre por que os SSCs individuais são importantes, o TECDOC-1264 fornece uma breve descrição de sua natureza funcional:

- a)  $R_0$ : nível de risco atual;
- b)  $R_i^+$ : aumento do risco sem recurso  $i$ , ou com recurso  $i$  presumido com falha (Frequência de corte com o componente  $i$  considerado como completamente falho);
- c)  $R_i^-$ : diminuição do risco com recurso  $i$  otimizado, ou com recurso  $i$  considerado perfeitamente confiável, (frequência de corte com componente  $i$  considerado funcionando perfeitamente);
- d)  $A_i$ : valor de realização de risco do recurso  $i$ ,
- e)  $D_i$ : valor de redução de risco do recurso  $i$ ;
- f)  $I_i$ : importância de Fussell-Vesely do recurso  $i$ ,

Uma compreensão de suas semelhanças e diferenças pode ser explorada ao caracterizar a “importância” do SSC, ou seja, se os valores numéricos de importância para um SSC individual são funções de sua confiabilidade, disponibilidade ou manutenibilidade. Cada medida de importância que normalmente é usada para caracterizar os resultados e insights das avaliações de confiabilidade é descrita brevemente abaixo, juntamente com uma interpretação de suas próprias qualidades únicas e práticas que auxiliam na orientação das atividades que fazem parte de um programa de garantia de confiabilidade.

Se medidas de importância forem usadas, um critério aceitável (ou seja, limite) deve ser desenvolvido ou o painel de especialistas pode usar as informações não processadas como base para determinar a significância do risco. O uso de um painel de especialistas compensaria as limitações das abordagens de implementação da APS resultantes da estrutura da APS – por exemplo, suposições de modelo, tratamento de sistemas de suporte, nível de definição de conjuntos de corte, truncamento de conjuntos de corte e inclusão de reparo ou restauração de equipamentos com falha – e limitações nos significados das medidas de importância (NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, 2011).

#### 2.1.7.1 Medida de Importância Fussell-Vesely

A Medida de Importância Fussell-Vesely (FV) é a contribuição fracionária do componente  $i$  para o risco, dada pelas equações:

$$I_i = \frac{R_0 - R_i^-}{R_0} \quad (1)$$

ou

$$I_i = \frac{D_i - 1}{D_i} \quad (2)$$

sendo que, conforme mencionado:

- a)  $I_i$ : importância de Fussell-Vesely do recurso  $i$ ,
- b)  $R_0$ : nível de risco atual;
- c)  $R_i^-$ : diminuição do risco com recurso  $i$  otimizado, ou com recurso  $i$  considerado perfeitamente confiável;
- d)  $D_i$ : valor de redução de risco do recurso  $i$ .



A importância de FV fornece uma estimativa geral da importância relativa de um evento/componente de falha que se baseia nas sequências de acidentes nas quais ele desempenha um papel e sua contribuição fracionária para a frequência ou risco geral de danos ao núcleo.

#### 2.1.7.2 Valor de realização de risco

O valor de realização de risco (RAW, do inglês *risk achievement worth*) é o aumento do risco se o componente for removido, falhar ou tornar-se completamente não confiável, dado pela equação:

$$A_i = \frac{R_i^+}{R_0} \quad (3)$$

(escala de razão), ou

$$A_i = R_i^+ - R_0 \quad (4)$$

(escala de intervalo)

em que:

- a)  $A_i$ : valor de realização de risco do recurso  $i$ ,
- b)  $R_i^+$ : aumento do risco sem recurso  $i$ , ou com recurso  $i$  presumido com falha;
- c)  $R_0$ : nível de risco atual.

Como as condições impostas pela medida de importância imitam aquelas que ocorrem quando um componente é retirado de serviço para manutenção, a medida de importância pode refletir a importância da manutenibilidade do componente. Componentes que possuem níveis inerentemente altos de confiabilidade provavelmente prometem baixos retornos de uma melhoria em sua disponibilidade ou confiabilidade.

#### 2.1.7.3 Valor de realização de risco de falha de causa comum

A importância RAW de um componente é considerada o máximo dos valores RAW calculados para eventos básicos envolvendo os modos de falha do componente

individual. Para abordar a contribuição do componente para falhas de causa comum (CCF, do inglês *common cause failure*), se aplicável, é realizada uma avaliação separada dos eventos básicos de causa comum nos quais o componente está incluído. O RAW para eventos básicos de causa comum reflete o aumento relativo na CDF/LERF se o conjunto de componentes incluídos no evento de causa comum ficar indisponível.

A significância de risco dos valores RAW de eventos básicos de causa comum é considerada separadamente dos eventos básicos que representam um componente individual. Da mesma forma, se o componente estiver incluído em mais de um evento básico de causa comum, o máximo dos valores do RAW de causa comum será usado para avaliar a significância.

#### 2.1.7.4 Interpretação das medidas de importância

De acordo com VRBANIC, SAMANTA e BASIC (2017), os critérios de medida de importância usados para identificar a significância de segurança do SSC são:

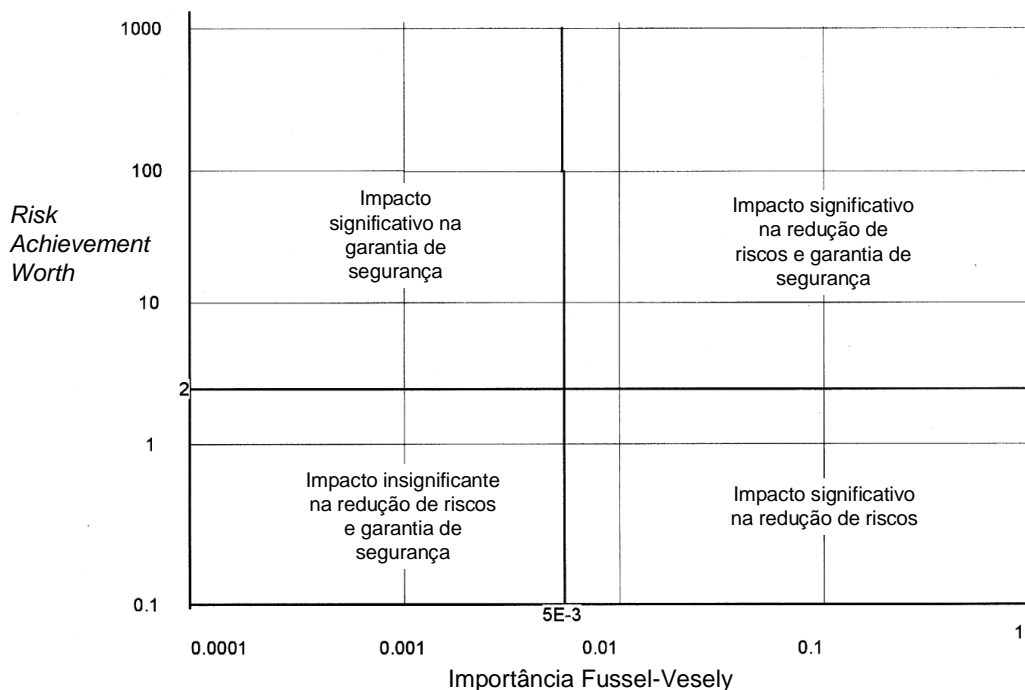
- a) soma de FV para todos os eventos básicos que modelam o SSC de interesse, incluindo eventos de causa comum, maior do que 0,005;
- b) máximo dos valores RAW dos eventos básicos do componente maior do que 2;
- c) máximo de valores RAW de eventos básicos de causa comum aplicáveis maior do que 20.

Uma abordagem da interpretação das medidas de importância para classificar os sistemas de segurança é sugerida por VESELY e DAVIS (1985). Neste modelo, a área delimitada pela medida de importância do sistema RAW, lançada no eixo das ordenadas, e a medida de importância do sistema F-V, lançada na abscissa, é dividida em quatro quadrantes. Os eixos para os separadores de quadrantes são desenhados onde a importância F-V é igual a 0,005 e o RAW é igual a 2.

Uma interpretação gráfica dessa abordagem é fornecida na Figura 2. Os limites reais foram sugeridos NUCLEAR ENERGY INSTITUTE (2011). A posição nos gráficos de importâncias F-V e RAW para um sistema específico dentro dos limites deste diagrama segmentado determinará como ele pode ser categorizado dentro do contexto das seguintes definições:

- a) onde o SSC tem uma influência importante no potencial de redução de risco, o objetivo deve ser:
- tornar o risco presente menor;
  - receber a maior atenção na busca de possíveis melhorias (modificações do sistema);
- b) onde o SSC tem uma influência importante no potencial de garantia de segurança, o objetivo deve ser:
- garantir que o risco não aumente;
  - proteger contra a deterioração do desempenho (manutenção e capacidade de manutenção aprimoradas e tempo fora de serviço minimizado).

Figura 2 - Uso de medidas de importância para categorizar SSCs



Fonte: IAEA, 2002, tradução nossa.

### 2.1.8 Processo de melhoria de disponibilidade

Existem três atividades distintas, apontadas pelo TECDOC-1264, no centro do processo de melhoria de disponibilidade:

- a) Identificação de uma lista ordenada de itens candidatos ao programa de melhoria de disponibilidade (AIP, do inglês *availability improvement programme*);

- b) Identificação de mudanças efetivas ou ações corretivas para cada item do AIP candidato que reduzirá sua frequência de falha ou reduzirá o tempo necessário para restaurá-lo à operacionalidade funcional após uma falha, ou seja, um conjunto de ações ou atividades recomendadas que melhorarão a confiabilidade ou manutenção de cada um dos componentes/coisas na lista do AIP;
- c) Justificativa e priorização de cada ação para os candidatos do AIP com base em comparações de custo-benefício, e otimização do cronograma de implantação dentro dos limites de tempo (cronograma), mão de obra e orçamentários inerentes a qualquer atividade industrial, ou seja, uma forma de priorizar a implantação de mudanças na planta para que o proprietário obtenha o retorno mais rápido do investimento.

#### 2.1.9 Licença Combinada

Nos Estados Unidos, a licença combinada (COL, do inglês *combined license*) é um requisito regulatório, emitido pela NRC, que autoriza um licenciado a construir e (com certas condições especificadas) operar uma planta nuclear em um local específico, de acordo com as leis e regulamentos estabelecidos (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2021c). De acordo com a seção 17.4 da NUREG-0800, da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2014), que define os requisitos regulatórios para o PGC, durante a fase de solicitação do COL, o solicitante do COL é responsável por desenvolver e implementar as partes do PGC-P que se aplicam ao COL.

A seção 14.3 da NUREG-0800 (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2007) fornece requisitos regulatórios para a equipe responsável por revisar as inspeções, testes, análises e critérios de aceitação (ITAAC, do inglês *inspections, tests, analyses, and acceptance criteria*) para pedidos de certificação do projeto (DC, do inglês *design certification*) e COL. Um exemplo publicado pela NRC em que pode ser visto o atendimento a essas normas é o Programa de Garantia da Confiabilidade do projeto U.S. EPR (AREVA, 2013c).

De acordo com o item C.I.17 do *Regulatory Guide* 1.206, que define os requisitos regulatórios para garantia de qualidade e garantia de confiabilidade de plantas nucleares (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018), os requerentes da COL

devem incluir uma avaliação da instalação em relação à solicitação da NRC e revisar a orientação do *Standard Review Plan* (SRP) que estiver em vigor 6 meses antes da data de registro da aplicação de uma nova instalação. Um solicitante de COL deve fornecer o seguinte no Capítulo 17 do relatório de análise de segurança:

- a) uma descrição do PGC, incluindo escopo, propósito e objetivos;
- b) os métodos determinísticos ou outros usados para avaliar, identificar e priorizar SSCs de acordo com seu grau de significância de risco (métodos e resultados probabilísticos/APS para avaliar, identificar e priorizar SSCs);
- c) uma lista priorizada de SSCs designados como significativos de risco com base em métodos determinísticos ou outros (uma lista priorizada de SSCs designados como significativos de risco com base em métodos probabilísticos/APS);
- d) os controles de qualidade (organização, controle de projeto, procedimentos e instruções, registros, ações corretivas e planos de auditoria) para desenvolver e implementar o PGC;
- e) como as especificações de aquisição, fabricação, construção e teste para os SSCs dentro do escopo do PGC garantem que suposições significativas, como confiabilidade do equipamento, sejam realistas e alcançáveis;
- f) como os requisitos de GQ são implementados durante a aquisição, fabricação, construção e teste de SSCs dentro do escopo do PGC;
- g) a integração das atividades do PGC nos programas operacionais existentes do requerente (ou seja, Regra de Manutenção, testes de vigilância, testes em serviço, inspeção em serviço, manutenção e GQ) deve ser assegurada. Para que o programa de Regras de Manutenção seja creditado na implementação do PGC na fase operacional, todos os SSCs do PGC específicos da fase operacional/local devem ser incluídos na categoria de alta segurança significativa dentro do escopo do programa de Regras de Manutenção;
- h) o processo para fornecer ação corretiva para erros de projeto e operação que degradam SSCs não relacionados à segurança dentro do escopo do PGC;
- i) ITAAC para o PGC;

- j) requisitos de qualificação do painel de especialistas, se um painel de especialistas for usado.

#### 2.1.10 Situação do PGC no Brasil

Atualmente a implantação do PGC em plantas nucleares não está formalmente normatizada. Para situações como esta, a CNEN (2002) instrui que na ausência de normalização brasileira adequada, devem ser usados, preferencialmente, Códigos, Guias e Recomendações da Agência Internacional de Energia Atômica e, na ausência destes, normas internacionais ou de países tecnicamente desenvolvidos, desde que essas normas e regulamentações sejam aceitas pela CNEN.

## 2.2 Confiabilidade, Disponibilidade e Manutenibilidade (RAM)

De acordo com MARTINS (2013), o termo confiabilidade não é sinônimo de qualidade. A qualidade de um produto está associada ao grau de satisfação do seu usuário, enquanto a confiabilidade está associada a quanto tempo o produto é capaz de executar sua função após iniciar sua operação.

Apesar de algumas pequenas variações, uma definição amplamente aceita na literatura apresenta Confiabilidade como sendo a probabilidade de um item, componente ou sistema executar a função para a qual foi projetado durante um período pré-definido, sob determinadas condições ambientais e operacionais, dado que estava funcionando ou em condições de operar no instante inicial.

Esta definição torna evidente a importância de uma especificação precisa para a funcionalidade do sistema; para as condições sob as quais se espera que o sistema execute sua função e por quanto tempo (tempo de missão). Matematicamente, a confiabilidade  $R(t)$  é representada por:

$$R(t) = Pr(T \geq t | c_1, c_2 \dots) \quad (5)$$

onde  $t$  é o tempo de missão que deve ser especificado;  $T$  é a variável aleatória que representa o instante de falha do sistema e  $c_1, c_2 \dots$  as condições de operação. Nestas condições, sabe-se que a confiabilidade é uma função decrescente com  $R(t) \rightarrow 1$  para  $t \rightarrow 0$  e  $R(t) \rightarrow 0$  para  $t \rightarrow +\infty$ .

A especificação da funcionalidade deve permitir a identificação clara da condição de falha, ou seja, se o sistema está executando ou não sua função. Por exemplo, um sistema que possua subsistemas idênticos em paralelo estará ou não em condição de falha caso um destes subsistemas falhe? Assim sendo, a especificação da função do sistema deve ser apresentada com base em características mensuráveis, como fluxos e/ou capacidades.

O tempo de missão também deve ser definido de forma bastante criteriosa, considerando como unidade de referência o tempo corrido, ciclos ou horas de operação, o que for mais apropriado. A consideração do tempo de missão como sendo o tempo necessário para que o sistema execute a sua missão uma única vez não é adequada a menos que o sistema seja avaliado e reparado no início de cada operação garantindo-se que ele esteja no estado original a cada nova execução.

Uma definição, também amplamente aceita pela comunidade, conforme MARTINS (2013), apresenta Manutenibilidade como a probabilidade de que um sistema em estado de falha seja reparado à sua condição original dentro de um intervalo de tempo especificado, sendo a manutenção realizada seguindo-se procedimentos pré-estabelecidos e sob condições especificadas. Por vezes, as condições especificadas mencionadas na definição são implicitamente consideradas como parte integrante dos procedimentos pré-estabelecidos, os quais incluem não somente o procedimento de reparo a ser executado como também a disponibilidade de pessoal técnico em número e com as habilidades e ferramental apropriados além da disponibilidade dos sobressalentes necessários.

Matematicamente, a manutenibilidade  $M(t)$  é representada por:

$$M(t) = Pr(T \leq t | c_1, c_2 \dots) \quad (6)$$

onde  $t$  é o tempo de reparo que deve ser especificado;  $T$  é a variável aleatória que representa o tempo consumido para realização do reparo e  $c_1, c_2 \dots$  as condições sob as quais a operação de reparo é realizada. Nestas condições, sabe-se que a manutenibilidade é uma função crescente com  $M(t) \rightarrow 0$  para  $t \rightarrow 0$  e  $M(t) \rightarrow 1$  para  $t \rightarrow +\infty$ .

Por sua vez, a Disponibilidade é definida por MARTINS (2013) como sendo a probabilidade de que o sistema seja capaz de executar, em um dado instante e sob as condições ambientais e operacionais especificadas, a função para a qual foi projetado. Assim sendo, a disponibilidade pode ser interpretada como sendo o percentual do tempo

em que o sistema se apresenta como operacional sob as condições pré-estabelecidas, ou seja, matematicamente, a disponibilidade  $A(t)$  pode representada por:

$$A(t) = \frac{t_{operacional}}{t_{operacional} + t_{falha}} \quad (7)$$

Onde  $t_{operacional}$  representa quanto tempo o sistema esteve operacional (operando ou em condição de operar se demandado) no intervalo de tempo  $[0,t]$  e  $t_{falha}$  representa quanto tempo o sistema permaneceu em estado de falha (não operacional) considerando o mesmo intervalo  $[0,t]$ .

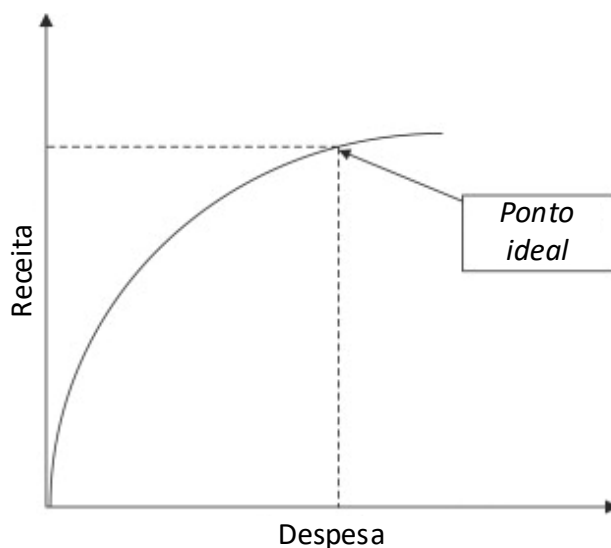
A disponibilidade se distingue da confiabilidade uma vez que se refere à capacidade do sistema em executar sua função em um determinado instante e não durante um intervalo de tempo, independentemente de ter apresentado ou não uma falha anterior e ter sido reparado. Desta forma, a disponibilidade de um sistema em um determinado instante não pode ser inferior à sua confiabilidade e pode ser representada, alternativamente por:

$$A(t) = \frac{1}{t} \cdot \int_0^t A(\tau) \cdot d\tau \quad (8)$$

Os programas de RAM são parte integrante de qualquer sistema de gerenciamento de risco. As técnicas de RAM possuem muitas semelhanças com aquelas usadas para segurança. No entanto, a principal diferença entre RAM e análises de segurança é que é possível falar sobre confiabilidade ideal, ou seja, o ponto em que um dólar gasto em melhorar a confiabilidade leva a menos do que um dólar médio em benefícios (SUTTON, 2015), conforme ilustrado na Figura 3.



Figura 3 – Pagamento da confiabilidade



Fonte: SUTTON, 2015, tradução nossa.

A Figura 3 mostra que, à medida que os fundos são inicialmente gastos na melhoria da confiabilidade, a receita incremental é maior do que o dinheiro gasto (quando contabilizado durante o período normal de investimento de capital). No entanto, existe um ponto ótimo, acima do qual um dólar gasto na melhoria da confiabilidade gera menos de um dólar em receitas incrementais do ciclo de vida (ou seja, a inclinação da curva torna-se inferior à unidade). Na prática, raramente existem dados suficientes para desenvolver com precisão uma curva como a da Figura 3. No entanto, é útil ter em mente que um programa de confiabilidade não é, por si só, a sua própria justificação. Tem de demonstrar que um investimento na confiabilidade conduzirá a um aumento dos lucros.

### 2.2.1 RAM em plantas nucleares

A necessidade de manutenibilidade em plantas nucleares surge porque as estruturas, sistemas ou componentes/equipamentos falham (devido aos limites da máxima confiabilidade que pode ser alcançada economicamente) e necessitam de manutenção corretiva, ou para satisfazer a necessidade de manutenção preventiva. A gama de atividades de manutenção envolvidas inclui monitoramento, inspeção, teste, avaliação, calibração, revisão, reparo e substituição.

Etapas devem ser tomadas no processo de projeto para projetar sistemas e equipamentos para melhorar a confiabilidade, a capacidade de manutenção e a capacidade de suporte, resultando em alta disponibilidade. Manutenibilidade e capacidade de suporte

têm sido geralmente consideradas como “parceiras júnior” nos requisitos de Programas de RAM que foram empregados por concessionárias nucleares no projeto de plantas nucleares na América do Norte. Tem havido uma percepção crescente de que a manutenção e a capacidade de suporte precisam de atenção por si só.

De acordo com GROVER e VAN HARDEVELD (2014) isso se deve ao reconhecimento, no setor de serviços públicos, de que muitos dos altos custos associados às atividades de manutenção e ao tempo de inatividade da planta resultam de manutenibilidade e capacidade de suporte inadequadas. Por exemplo, o custo de substituição de energia devido ao tempo de inatividade de uma unidade nuclear do tamanho de uma unidade Pickering (~515 MW) em Ontário pode facilmente se aproximar de 1 milhão de dólares por dia.

Além dos custos de energia de reposição, existem custos associados à manutenção da reserva do sistema (*System Reserve Costs*) e às atividades de manutenção (mão de obra de manutenção, logística, materiais, peças de reposição, etc.). Além disso, as agências reguladoras também estão definindo as necessidades de programas de manutenção (GROVER e VAN HARDEVELD, 2014).

Segundo AUGUST (2012), a disponibilidade dos sistemas e da planta são os resultados desejados da confiabilidade dos componentes. Um processo de PGC eficaz integra RAM. Atingir as metas de disponibilidade requer planejamento e suporte de manutenção eficazes. Cada vez mais equipamentos são projetados para modularidade, por exemplo, simples substituição de peças. Projetos eficazes identificam peças e módulos de componentes com probabilidade de degradação ou falha, para os quais planos são desenvolvidos para substituí-los. Alguns podem ser substituídos em serviço. A substituição geralmente funciona melhor com um plano, mesmo quando a substituição requer uma interrupção.

### 2.2.2 Elaboração de um modelo de RAM

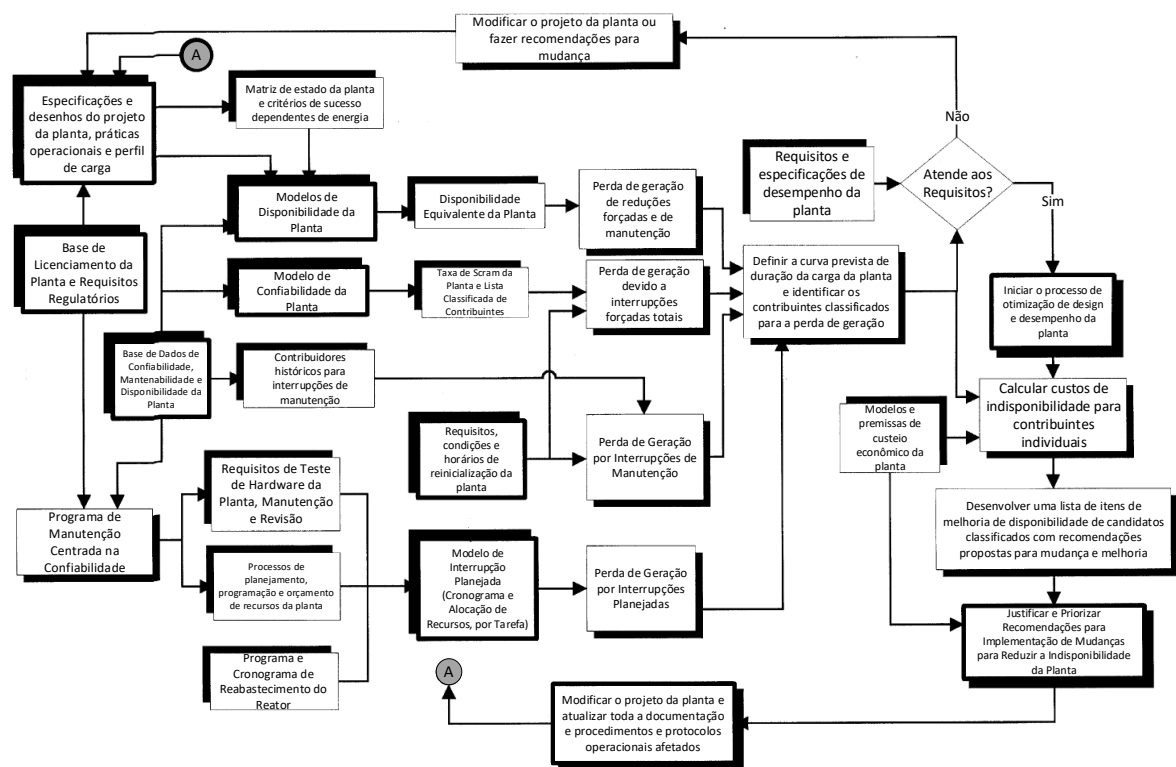
De acordo com o TECDOC-1264, um conjunto de modelos equivalentes de disponibilidade, confiabilidade e capacidade de manutenção é desenvolvido para fornecer as relações entre a confiabilidade e a disponibilidade de componentes individuais e o fator de capacidade esperado da planta durante o processo de projeto. Esses modelos assumem muitas formas diferentes, mas os mais comumente encontrados incluem:

- a) diagramas de blocos de confiabilidade ou disponibilidade;
- b) árvores de falhas ou árvores de sucesso;
- c) árvores de eventos;
- d) Simulações de Monte Carlo para estimar a incerteza e calcular atributos de confiabilidade.

Geralmente, esses métodos são incorporados em pacotes de software que fornecem interfaces de usuário especialmente definidas e traduzem informações de confiabilidade em um formato que pode ser usado diretamente pelo tomador de decisão.

Vários modelos diferentes podem ser necessários para quantificar totalmente cada contribuinte individual para a indisponibilidade da planta. Um processo analítico que pode ser usado para quantificar a curva de duração da carga é mostrado na Figura 4.

Figura 4 – Uso de análise de RAM para quantificar a curva de duração da carga



Fonte: IAEA, 2002, tradução nossa

## 2.3 Plantas Nucleares

A tecnologia nuclear foi desenvolvida pela primeira vez na década de 1940 e, durante a Segunda Guerra Mundial, a pesquisa inicialmente se concentrou na produção de bombas. Na década de 1950, a atenção voltou-se para o uso pacífico da fissão nuclear, controlando-a para a geração de energia.

A energia nuclear civil agora possui mais de 18.000 anos de experiência em reatores, e as plantas nucleares estão operacionais em 32 países em todo o mundo. De fato, por meio de redes de transmissão regionais, muitos outros países dependem em parte da energia gerada por energia nuclear; a Itália e a Dinamarca, por exemplo, obtêm quase 10% de sua eletricidade de energia nuclear importada.

O uso da tecnologia nuclear vai muito além do fornecimento de energia de baixo carbono. Ele ajuda a controlar a propagação de doenças, auxilia os médicos no diagnóstico e tratamento de pacientes e impulsiona nossas missões mais ambiciosas de explorar o espaço. Esses usos variados posicionam as tecnologias nucleares no centro dos esforços mundiais para alcançar o desenvolvimento sustentável (WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, 2022).

### 2.3.1 Sistemas da Planta Nuclear

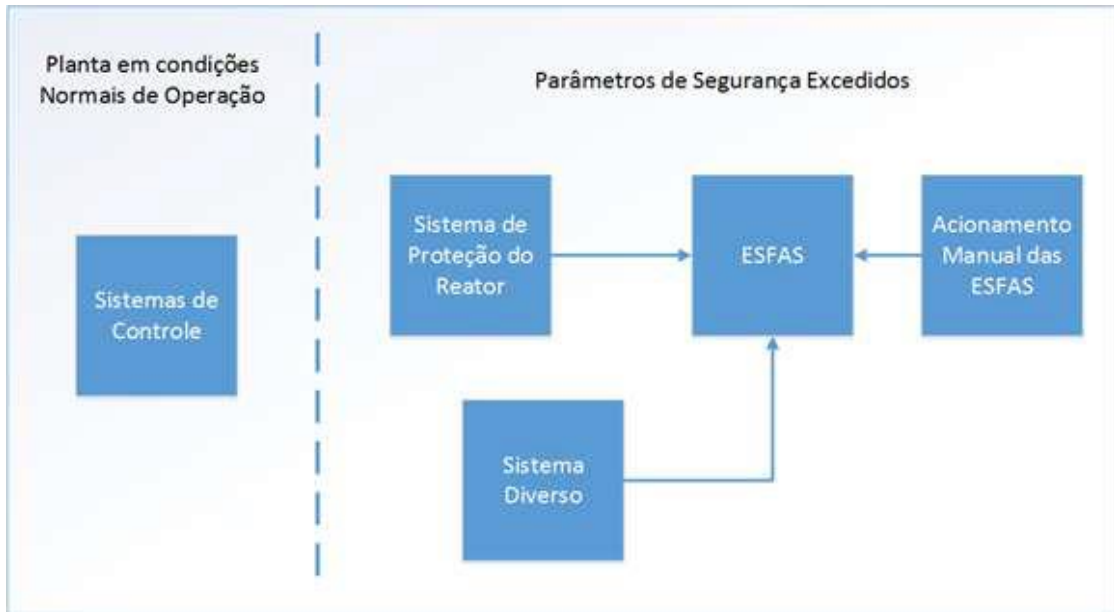
Os sistemas críticos de segurança e os sistemas de controle de plantas nucleares desempenham um papel vital na segurança geral da planta nuclear e, portanto, suas metas de confiabilidade são altas. Também é necessário demonstrar a precisão da medição de confiabilidade (JHARKO, 2018).

De acordo com BUSSE et al (2020) o controle e a proteção de uma planta nuclear, em geral, são divididos em três grupos de sistemas principais:

- a) Sistemas de Controle;
- b) Sistemas de Proteção e Sistema de Atuação de Função de Segurança de Engenharia (ESFAS, do inglês *Engineering Safety Function Actuation System*);
- c) Sistemas Diversos.

A Figura 5 apresenta de forma geral a relação entre esses sistemas.

Figura 5 - Esquema do sistema de controle e proteção de uma planta nuclear



Fonte: BUSSE et al, 2020.

#### 2.3.1.1 Sistema de Atuação de Função de Segurança de Engenharia (ESFAS)

O objetivo do ESFAS, de acordo com U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2011a), que define seus requisitos regulatórios, é detectar parâmetros relacionados a acidentes e acionar equipamentos que irão mitigar as consequências dos acidentes. Isso inclui a atuação do equipamento que remove o calor de decaimento do núcleo, fornece resfriamento do núcleo a longo prazo e protege a barreira de produtos de fissão do edifício de contenção.

O Sinal de acionamento da injeção de segurança (SIAS) é um sistema de atuação do ESFAS. Um componente típico que é acionado pelo SIAS é uma bomba de injeção de segurança de alta pressão. O SIAS inicia a operação do equipamento necessário para o resfriamento do núcleo e para garantir o desligamento adequado do reator em caso de acidente de perda de refrigerante, quebra da linha principal de vapor ou quebra da linha principal de água de alimentação dentro da contenção. Para dar proteção a esses acidentes, o SIAS monitora as pressões dos pressurizadores e dos prédios de contenção.

#### 2.3.1.2 Sistema de Controle Químico e Volumétrico

O sistema de controle químico e Volumétrico do PWR, conforme GROVE e TRAVIS (1995), que define seus requisitos regulatórios, foi projetado para fornecer funções relacionadas à segurança e não relacionadas à segurança. Durante a operação normal da

planta, ele é usado para controlar a química do refrigerante do reator e o fluxo de descarga e carga. Em muitas plantas, as bombas de carga também fornecem injeção de alta pressão, boração de emergência e injeção de vedação da bomba de refrigerante do reator em emergências.

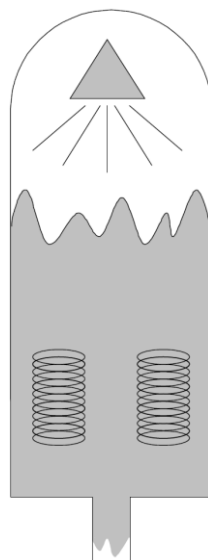
### 2.3.1.3 Sistema de Regulação do Reator

Segundo os requisitos regulatórios da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2011d) o objetivo do Sistema de Regulação do Reator (RRS, do inglês *reactor regulating system*) é detectar a condição de operação do reator e fornecer os seguintes sinais de controle:

- a) ponto de ajuste de nível programado do sistema de controle de nível do pressurizador (PZR);
- b) sinal de saída analógica para controle da válvula de descarga de vapor atmosférico;
- c) sinal aberto rápido da válvula de descarga atmosférica e da válvula de derivação da turbina;
- d) Alarme da  $T_{avg} - T_{ref}$ ;
- e) um sinal de erro total (erro de potência mais erro de temperatura) para fornecer uma capacidade de controle automático para os grupos reguladores de conjuntos de elementos de controle.

O PZR do circuito primário de uma planta PWR desempenha um papel fundamental no funcionamento desta, pois controla a pressão dentro do reator nuclear, mantendo-a dentro dos limites especificados, mesmo durante a ocorrência de transientes. Em sua essência, o pressurizador é um vaso com a parte superior esférica e a inferior plana, conectada diretamente no circuito primário da planta. Em seu interior existem aquecedores e aspergidores (“spray”) de água proveniente da perna fria, que, através dos seus níveis de atuação, controlam a pressão de vapor no interior do próprio pressurizador; e por consequência controlam a pressão no interior do circuito primário (CALDAS e SCHIRRU, 2002). Uma ilustração rudimentar do pressurizador é mostrada na Figura 6.

Figura 6 - Ilustração de um Pressurizador



Fonte: CALDAS e SCHIRRU, 2002.

As válvulas são amplamente aplicadas em plantas nucleares para controlar a pressão, fluxo e/ou direção do fluxo. As válvulas de segurança de pressão, são amplamente utilizadas para fornecer proteções finais para os sistemas de pressão. Se a vedação da válvula falhar, o meio fluido no sistema de pressão continuará vazando, o que não apenas comprometerá o funcionamento normal do sistema de pressão, mas também poderá causar consequências catastróficas ao ambiente e equipamentos ao redor (ZONG, 2022).

#### 2.3.1.4 Sistema de proteção contra sobrepressão de baixa temperatura

A proteção contra sobrepressão de baixa temperatura (LTOP, do inglês *Low-temperature overpressure protection*) é um subconjunto da classe mais ampla de eventos relacionados à integridade do vaso de pressão do reator, comumente referido como eventos de choque térmico pressurizado (THROM, 1989).

Na maioria das plantas, o sistema de LTOP é projetado para usar válvulas de alívio operada por energia. Para este modo de operação, as válvulas são normalmente ajustadas para abrir a 500 psig em vez do ponto de ajuste de alta pressão (~2300 psig) usado na potência (FARD, 2011).

#### 2.3.1.5 Sistema de Aquecimento da Água de Alimentação

De acordo com NUCLEAR POWER (2022a), em geral, o sistema de aquecimento da água de alimentação consiste em:

- a) aquecedores de água de alimentação de baixa pressão;
- b) desaerador (DEA);
- c) aquecedores de água de alimentação de alta pressão.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2011b) afirma que os gases não condensáveis formados durante a operação do reator são removidos do condensador por ejetores de ar a jato de vapor (SJAEs, do inglês *steam jet air ejectors*). As bombas de remoção de ar do condensador são usadas para evacuar inicialmente o condensador até pelo menos 20" de vácuo de mercúrio em cerca de uma hora. As bombas podem reduzir o vácuo do condensador para aproximadamente 25"Hg. Os SJAEs então evacuam o condensador para aproximadamente 28-30".

O condensado é aquecido a condições de saturação no DEA, geralmente pelo vapor extraído da turbina a vapor. O vapor de extração é misturado no DEA por um sistema de bicos de pulverização e bandejas em cascata entre as quais o vapor percola. Quaisquer gases dissolvidos no condensado são liberados neste processo e removidos do DEA por ventilação para a atmosfera ou para o condensador principal. Diretamente abaixo do DEA está o tanque de armazenamento de água de alimentação (ST), no qual uma grande quantidade de água de alimentação é armazenada em condições próximas à saturação.

Essa água de alimentação pode ser fornecida aos geradores de vapor para manter o estoque de água necessário durante um transiente no evento de desarme da turbina. O DEA e o ST geralmente estão localizados em uma alta elevação no hall da turbina para garantir uma altura líquida de sucção positiva adequada para as bombas de água de alimentação na entrada. Abaixar a pressão no lado da sucção pode induzir a cavitação. Este arranjo minimiza o risco de cavitação na bomba (NUCLEAR POWER, 2023b).

O sistema de bombas de água de alimentação geralmente contém três linhas paralelas (3 × 50%) de bombas de água de alimentação com coletores de sucção e descarga comuns. Cada bomba de água de alimentação consiste nas bombas de reforço e de água de alimentação principal. As bombas de água de alimentação (geralmente acionadas por turbinas a vapor) aumentam a pressão do condensado para a pressão no gerador de vapor (NUCLEAR POWER, 2022b).



### 2.3.1.6 Sistema de Controle Elétrico e Hidráulico

Conforme LIU, NAKATA e FURUTA (2002), os objetivos do sistema de controle elétrico e hidráulico são:

- a) Durante o processo de inicialização, controlar a taxa de aumento da velocidade da turbina para aumentar a velocidade de rotação da turbina de forma constante;
- b) Em condições normais, equilibrar a saída de energia elétrica e a carga da turbina para manter a pressão do vapor principal no ponto de ajuste, ajustando três tipos de válvulas, válvula de controle, válvula intermediária e válvula de derivação.

É composto por seis subsistemas: subsistema de controle de pressão de fluxo principal, subsistema de controle de velocidade de rotação da turbina, subsistema de controle de carga da turbina, subsistema de limitação de carga da turbina, subsistema de controle de desvio e subsistema de rastreamento automático de carga da turbina.

### 2.3.1.7 Mecanismo de acionamento da barra de controle

Em geral, a potência do reator de grande escala de PWR para geração de eletricidade é controlada por uma compensação química e/ou hastes de controle na operação normal. Um reator marítimo, no entanto, adota o sistema de controle do reator usando apenas as hastes de controle, uma vez que é necessária uma resposta rápida da potência do reator para mudança de carga pesada e frequente devido à mudança de propulsão da embarcação e um complexo sistema de processamento químico para lidar com o boro solúvel é evitado. A maioria dos mecanismos de acionamento das hastes de controle usados nos PWRs são fixados fora do vaso do reator, e seus eixos conectados às hastes de controle são cobertos com os alojamentos de pressão (ISHIDA, 2001).

### 2.3.1.8 Sistema de Remoção de Calor Residual

O Sistema de Remoção de Calor Residual (RHRS, do inglês *Residual Heat Removal System*) transfere calor do RCS para o Sistema de Resfriamento de Componentes

da planta para reduzir a temperatura do refrigerante do reator para a temperatura de desligamento frio a uma taxa controlada durante o resfriamento normal da planta e para manter esta temperatura até que a planta volte a operar.

Parte do RHRS também serve como parte do Sistema de Resfriamento Central de Emergência durante as fases de injeção e recirculação de um acidente de perda de refrigerante. Além disso, o RHRS é usado para transferir água de reabastecimento entre a cavidade de reabastecimento e o tanque de armazenamento de água de reabastecimento no início e no final das operações de reabastecimento (EGGLESTON, 1976).

#### 2.3.1.9 Sistema de resfriamento da piscina de combustível

O resfriamento da piscina do combustível irradiado é geralmente assegurado pelo sistema de resfriamento da piscina de combustível irradiado, projetado para remover o calor residual gerado pelo combustível irradiado armazenado na piscina de combustível irradiado. O sistema também mantém a pureza da água de resfriamento do combustível irradiado e da água de reabastecimento.

O sistema é projetado para fornecer resfriamento do combustível irradiado armazenado e pode ser necessário resfriar todos os elementos combustíveis de um reator descarregado. O projeto incorpora componentes ativos redundantes (geralmente 3×100%) e é um dos sistemas de segurança (NUCLEAR POWER, 2023a).

#### 2.3.1.10 Sistema de resfriamento secundário de combustível

O sistema de resfriamento secundário de combustível é parte do sistema de resfriamento de emergência de tanque de combustível (WESTINGHOUSE, 2014). É um sistema de água de resfriamento de circuito fechado do prédio do reator cujos propósitos, de acordo com os requisitos regulatórios da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2011c) são:

- a) transferir o calor dos trocadores de calor de resfriamento de piscina de combustível para o sistema de água de serviço por meio de trocadores de calor;
- b) fornecer aos sistemas relacionados à segurança nuclear um meio redundante de resfriamento durante uma condição de acidente, a fim de realizar e manter um desligamento seguro.

#### 2.3.1.11 Dissipador de calor final

O dissipador de calor final é o meio no qual o calor residual é descarregado nos diferentes estados da planta após o desligamento do reator e normalmente consiste em um grande corpo de água ou na atmosfera, ou ambos. O corpo de água pode ser um mar, um rio, um lago, um reservatório, águas subterrâneas ou combinações destes, mas em geral o acesso a fontes naturais e inesgotáveis de água é preferível a capacidades limitadas. Para um dissipador de calor final que depende da atmosfera, torres de resfriamento ou tanques de pulverização, com suas estruturas e sistemas associados, são os equipamentos usuais projetados para transferir calor para a atmosfera.

Alguns projetos de plantas de reatores passivos também dependem exclusivamente da atmosfera para dissipar o calor de decaimento do reator imediatamente após transientes da usina e condições de acidentes. O meio usado como receptor para o calor de decaimento também pode ser usado como fonte de resfriamento para condensadores de turbina durante a operação de potência (IAEA, 2020b).

#### 2.3.1.12 Sistema de Água de Resfriamento de Componentes

O sistema de água de resfriamento de componentes é um sistema de resfriamento de circuito fechado não relacionado à segurança que transfere calor de vários componentes da planta para a torre de resfriamento do sistema de água de serviço. Ele opera durante as fases normais de operação da planta, incluindo operação de energia, resfriamento normal e reabastecimento.

O sistema inclui bombas de água de resfriamento de dois componentes, trocadores de calor de água de resfriamento de dois componentes, tanque de compensação de água de resfriamento de um componente e válvulas, tubulações e instrumentação associadas. O sistema de água de resfriamento de componentes fornece um suprimento confiável de água de resfriamento para vários componentes da planta. (WESTINGHOUSE e USNRC HRTD, 2023).

#### 2.3.1.13 Energia elétrica em corrente alternada e corrente contínua

O sistema de energia de uma planta nuclear é composto de sistemas de distribuição e fontes de alimentação dentro da planta. Inclui as fontes de alimentação de corrente alternada e de corrente contínua necessárias para levar a planta a um estado

controlado após ocorrências operacionais antecipadas ou condições de acidente e para mantê-la em um estado controlado ou seguro, até que as fontes de alimentação externas possam ser restauradas.

Fontes de alimentação independentes, como fontes de alimentação separadas para sistemas de segurança, não são consideradas parte do sistema de energia da planta nuclear, mas sim do sistema que compõem (como o sistema de segurança, por exemplo). Os sistemas de energia no local são separados de acordo com sua importância para a segurança: sistemas importantes para a segurança (sistemas de segurança e sistemas relacionados à segurança) e sistemas não importantes para a segurança (IAEA, 2020a).

### 2.3.2 PGC em plantas nucleares

O conceito de PGC de plantas nucleares foi apresentado desde o final dos anos 80, e atrai cada vez mais atenção nos últimos anos. Muitos países realizaram o desenvolvimento e pesquisa de banco de dados de confiabilidade. O documento avançado de requisitos do usuário de reatores de água leve tem requisitos definidos para implementar o PGC no projeto de plantas nucleares.

Para facilitar a implementação do PGC em futuros programas de reatores avançados e para garantir que a próxima geração de reatores nucleares comerciais alcance altos níveis de segurança, confiabilidade e economia que se espera deles, a IAEA publicou o guia para o PGC. Nos Estados Unidos, Canadá e outros países, o conteúdo do programa de garantia de confiabilidade tornou-se requisito regulatório no momento (LI, 2014).

### 2.3.3 Planta nuclear experimental

GUIMARÃES (1998) menciona os objetivos de plantas nucleares da mesma natureza que a planta em estudo:

- a) demonstrar a viabilidade tecnológica do conceito adotado para a instalação nuclear através da validação experimental dos processos e materiais empregados e do modo de funcionamento preconizado;*
- b) demonstrar a viabilidade tecnológica de integração deste sistema de propulsão à plataforma naval onde será instalado através da validação experimental do arranjo físico da instalação e dos métodos de construção;*
- c) demonstrar que o desempenho da instalação propulsora nuclear é compatível com a doutrina de emprego preconizada para o*

- navio que a receberá, bem como às características peculiares do ambiente oceânico;*
- d) prover uma capacitação prévia da indústria nacional para o fornecimento de combustível, equipamentos, sobressalentes, serviços de construção e de manutenção para navios nucleares;*
  - e) coletar dados experimentais dos diversos parâmetros de operação dos sistemas para identificar aspectos deficientes da instalação visando implementar melhorias na propulsão do navio;*
  - f) qualificação de componentes e sistemas para uso nuclear-naval;*
  - g) prover a formação e treinamento necessários aos operadores da instalação nuclear embarcada;*
  - h) demonstrar que, em toda a situação de operação, a exposição à radiação dentro da instalação ou devida a toda descarga planejada de material radioativo proveniente da instalação seja mantida abaixo dos limites prescritos e tão reduzidos quanto razoavelmente praticável, bem como que as consequências radiológicas de qualquer acidente possam ser mitigadas (Objetivo de Proteção da Segurança Nuclear);*
  - i) demonstrar que todas as medidas razoavelmente praticáveis foram tomadas para prevenir acidentes e mitigar suas consequências caso eles ocorram; garantir, com alto nível de confiança que, para todos os acidentes possíveis previstos pelo projeto da instalação, incluindo aqueles com probabilidade muito pequena, toda consequência radiológica será mínima e abaixo dos limites prescritos; garantindo que a possibilidade de acidentes que causem consequências severas é extremamente pequena (Objetivo de Confiabilidade da Segurança Nuclear).*
  - j) contribuir para a pesquisa e desenvolvimento das futuras instalações similares de emprego naval e outras atividades de P&D de interesse civil.*

GUIMARÃES (1996) também apresenta um quadro-resumo com algumas informações adicionais sobre protótipos dessa natureza, apresentadas na Tabela 1

Tabela 1 - Protótipos em terra de instalações propulsoras nucleares existentes

PAÍS	NOME	REATOR	CRITICALIDADE
	S1W	PWR	1954 - 1983
	S1G	LMCIR*	1955 - 1957
	S3G	PWR	1958
EUA	A1W	PWR	1958
	S1C	PWR	1959
	D1G	PWR	1962
	S5G	PWR	1965

	MARF	n.d.	1978
FRANÇA	PAT	PWR	1964 - 1994
	CAP	PWR	1975
UK	ARTE	PWR	1956
RÚSSIA	n.d.	PWR	1960

n.d. - não disponível

\* *Liquid Metal Cooled Intermediate Reactor* - reator intermediário resfriado a sódio líquido

Fonte: GUIMARÃES, 1996.

A planta objeto deste trabalho é um protótipo de reator PWR de 48 MW térmicos (DE CARVALHO e NETO, 2009). Tem como propósito projetar, construir, testar e comissionar a planta, ou seja, o mesmo propósito do S1W, primeiro protótipo de reator do tipo construído (HEWLETT e DUNCAN, 1974).

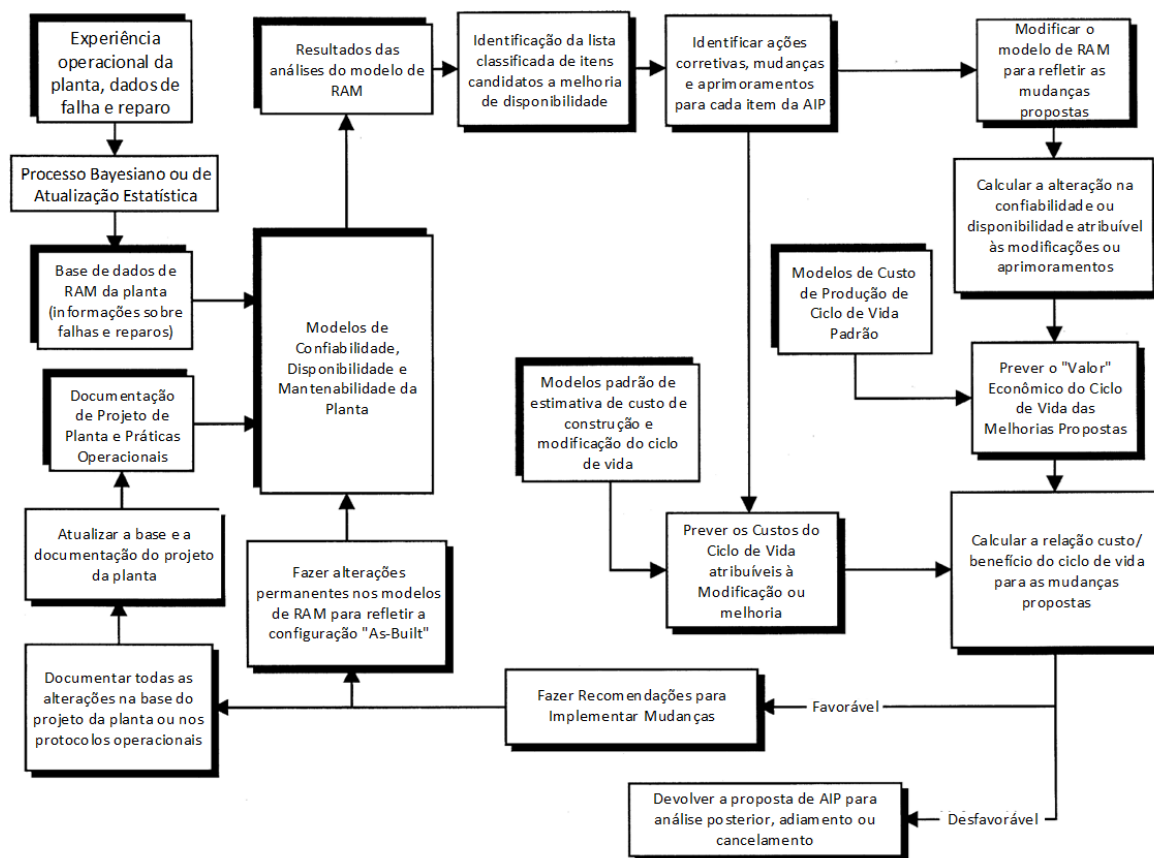
## 2.4 Uso do modelo de RAM em programas de garantia de confiabilidade

Esta seção apresentará um processo que pode ser usado para incorporar o uso de modelos RAM no PGC, assim como sua itemização. Tal processo é apresentado na Figura 7. Detalhes adicionais sobre esses mesmos conjuntos de modelos e como eles podem ser usados para subsidiar o PGC do sistema gerador são fornecidos nos itens a seguir, elaborados com as orientações do TECDOC-1264 e as referências estudadas na revisão bibliográfica.

### 2.4.1 Informações e banco de dados da planta

A qualidade dos resultados qualitativos e quantitativos fornecidos por um modelo analítico depende inteiramente da qualidade da informação utilizada no seu desenvolvimento e quantificação. De acordo com o TECDOC-1264, a qualidade da informação é medida diretamente por quão bem ela reflete ou caracteriza o desempenho dos SSCs reais da planta e das atividades institucionais humanas. As informações necessárias para atender a essas necessidades de modelagem geralmente são armazenadas em uma série de bancos de dados que não apenas fornecem uma distinção clara entre as informações associadas a SSCs individuais, mas também facilitam seu acesso por usuários individuais.

Figura 7 – Modelos de RAM em programas de garantia de confiabilidade



Fonte: IAEA, 2002, tradução nossa

Cada técnica de modelagem tem sua própria necessidade especial de um banco de dados abrangente para fornecer as informações necessárias para inferir taxas de falha e probabilidades de falha para os SSCs que são usados na quantificação de cada modelo associado.

Há uma diferença importante entre as necessidades de informação para as avaliações determinísticas e probabilísticas. As informações específicas da planta que são usadas para desenvolver os modelos determinísticos refletem principalmente:

- Comportamento termodinâmico-hidráulico fenomenológico, funcional ou correlato derivado de primeiros princípios ou de experimentos;
- Informações sobre relações geométricas, capacidade funcional e disposição física do hardware;
- Condições ambientais, ambientais ou de contorno assumidas para a análise.

Essas informações necessárias são amplamente derivadas de desenhos de plantas, especificações, descrições operacionais e de sistemas e literatura da indústria que

descreve pesquisas e resultados de experimentos que foram realizados para entender melhor o comportamento de acidentes graves ou para comparar códigos de simulação de computador. As informações usadas nas análises determinísticas tendem a ser estáticas, ou seja, geralmente não mudam durante a vida útil da planta e são armazenadas em um banco de dados específico do modelo que faz parte da documentação do modelo de simulação da planta.

As informações específicas da planta associadas ao desenvolvimento dos modelos probabilísticos têm características constantes e variáveis:

- a) as informações relativas à estrutura lógica ou de “confiabilidade” da planta permanecem relativamente constantes ao longo da vida útil da planta porque se relacionam muito com a planta física;
- b) as informações relacionadas às descrições de “quão bem este hardware funciona” são extremamente variáveis porque o desempenho de um componente, ou seja, com que frequência ele falha ou quanto tempo leva para reparo após uma falha, depende de muitas condições e influências externas.

#### 2.4.2 Processo bayesiano ou de atualização estatística

Conforme o TECDOC-1264, no processo de atualização bayesiana, cada parte da informação específica da planta disponível é combinada probabilisticamente com a indústria, fornecedor, tipo de reator ou informação de falha específica da concessionária para fornecer taxas de falha condicional e tempos de restauração que são aplicáveis a um novo projeto.

Com este método, os níveis históricos de confiabilidade e manutenibilidade do hardware são usados para formar a base para a previsão do desempenho futuro de uma planta sob um conjunto de condições especificadas. Geralmente, pode-se esperar que o processamento de dados Bayesiano forneça a melhor estimativa das taxas de falha da planta para futuros projetos de reator que tenham pouca ou nenhuma experiência operacional, porque permitem a inclusão explícita de todas as possíveis influências no desempenho do hardware que são esperadas em um novo projeto.

Segundo MODARRES, KAMINSKIY e KRIVTSOV (2016), a estimativa bayesiana usa a interpretação subjetiva da teoria da probabilidade e para estimativa de parâmetros



e intervalos de confiança (probabilidade) usa a regra de inferência de Bayes para atualizar nosso estado de conhecimento do parâmetro desconhecido de interesse. O teorema de Bayes pode ser expresso por

$$f(\theta|E) = \frac{g(\theta)L(E|\theta)}{\int g(\theta)L(E|\theta) d\theta} \quad (9)$$

$$\Pr(\theta|E) = \frac{\Pr(\theta) \Pr(E|\theta)}{\sum_{i=1}^n \Pr(E|\theta_i) P(\theta)} \quad (10)$$

respectivamente, para as formas contínua e discreta da variável do parâmetro  $\theta$ , onde  $g(\theta)$  e  $\Pr(\theta)$  são distribuições a priori, e  $L(E|\theta)$  e  $\Pr(E|\theta)$  são as funções de verossimilhança que representam os dados e informação (evidência)  $E$ . A distribuição a priori é a distribuição de probabilidade de  $\theta$ , que captura nosso estado de conhecimento de  $\theta$  antes da evidência,  $E$ , ser observada. É comum que essa distribuição represente evidências suaves ou intervalos sobre os possíveis valores de  $\theta$ . Se a distribuição for dispersa, representa um caso em que pouco se sabe sobre o parâmetro  $\theta$ . Se a distribuição estiver concentrada (tem maior densidade) em uma área, isso reflete um bom conhecimento sobre os prováveis valores de  $\theta$ .

Usa-se  $L(\theta|E)$  na estimativa de verossimilhança enquanto  $L(E|\theta)$  é usado no método de estimativa bayesiana. É principalmente porque se destina a abordagem de estimativa de verossimilhança para obter uma estimativa de parâmetros desconhecidos,  $[L(\theta|E)]$ , independentemente dos dados anteriores. Por outro lado, na análise bayesiana, calculamos a probabilidade de ocorrência das evidências observadas  $[L(E|\theta)]$  dada a distribuição a priori dos parâmetros desconhecidos  $[g(\theta)]$ . A probabilidade obtida seria a distribuição a posteriori dos parâmetros desconhecidos  $[f(\theta)]$ .

#### 2.4.3 Modelos de RAM

Segundo o TECDOC-1264, o desenvolvimento de modelos de RAM para apoiar os processos de tomada de decisão do projeto é necessário para fornecer um processo analítico que pode ser usado para fornecer avaliações iniciais sobre se a planta pode atender às suas metas de produção probabilísticas prescritas, onde podem estar as

vulnerabilidades potenciais da planta, e uma ferramenta que pode ser usada rotineiramente para prever o “valor” de cada mudança, variação e aprimoramento de projeto proposto de forma variada na otimização do projeto geral da planta.

Espera-se que os modelos de RAM necessários para apoiar o processo de tomada de decisão incluam:

a) previsor de taxa de interrupção forçada total:

- modelo de (não) confiabilidade da planta que pode prever a frequência de SCRAM ou desligamento imediato da planta e identificar a importância relativa de cada SCRAM individual ou cenário de desligamento;
- modelo de manutenibilidade da planta que prevê a duração esperada da interrupção da planta, ou, tempo médio de inatividade, para cada SCRAM dominante ou cenário de desligamento;
- técnica de agregação para calcular a contribuição líquida para a indisponibilidade;

b) previsor de disponibilidade equivalente:

- modelo de disponibilidade multiestado para definir os pontos na função de distribuição cumulativa para {probabilidade de exceder a capacidade "X" vs. capacidade "X"};
- integrador para frequência de danos ao núcleo do reator para calcular a disponibilidade equivalente;

c) preditor de taxa de interrupção planejada:

- requisitos de teste, inspeção e manutenção programados para interrupções planejadas;
- avaliações individuais de testabilidade, inspecionabilidade e capacidade de manutenção para SSCs no caminho crítico;
- técnica de agregação para prever a duração esperada da interrupção planejada.

Qualquer uma das abordagens analíticas geralmente disponíveis pode ser usada para atender a essas necessidades de modelagem, embora algumas sejam mais eficientes do que outras. As sugestões a seguir não pretendem, de forma alguma, excluir outras abordagens. A regra geral para a seleção de métodos e técnicas analíticas é sempre

a mesma - selecione um método que forneça os resultados necessários com o menor dispêndio de recursos disponíveis. A familiaridade com uma determinada abordagem pode, por si só, ser justificativa suficiente para não querer usar outro método, mesmo que, a longo prazo, o segundo método possa ser mais rápido. A decisão é de conveniência, desde que cada método em consideração forneça a saída necessária, com o grau de precisão e incerteza exigidos.

#### 2.4.3.1 Abordagens de modelagem sugeridas ou preferidas

A previsão dos níveis esperados de desempenho para uma configuração ou projeto novo, possivelmente não testado, necessariamente coloca grande confiança em abordagens e métodos analíticos, embora as informações atuariais ainda devam ser usadas para fornecer uma verificação da análise e confirmar que os resultados que estão fornecendo são razoáveis e práticos.

Os modelos de confiabilidade de SCRAM são geralmente modelos dedutivos que incluem eventos básicos, quantificados em termos de sua frequência de ocorrência esperada (eventos iniciadores) ou sua probabilidade de falha condicional (subsequencial de falhas consequentes). A solução do modelo fornece a frequência do SCRAM.

#### 2.4.3.2 Previsão de disponibilidade equivalente

De acordo com o TECDOC-1264 (IAEA, 2002), as previsões de disponibilidade equivalente são melhor feitas com modelos indutivos (árvores de eventos, modelos GO ou tabelas verdade) porque são mais eficientes quando um espectro de estados de saída é possível. Se a curva de disponibilidade equivalente é definida a partir dos resultados calculados para cada estado de energia viável ou de um conjunto limitado de estados de energia predefinidos, depende tanto da precisão desejada na resposta quanto das características do ciclo.

A análise da árvore de eventos pode ser usada para identificar os estados discretos importantes da planta que devem ser modelados, embora a análise completa com árvores de eventos possa ser complicada pelo tamanho da árvore e pelo grande número de possíveis estados finais. A análise do diagrama de blocos de confiabilidade é uma parte muito importante da análise de sistemas geradores, uma vez que facilita a construção da matriz de estado de energia da planta, dividindo o ciclo/processo de geração

em uma série de elementos funcionais ou “séries” independentes, cada um com seus próprios critérios de sucesso específicos do segmento.

#### 2.4.4 Resultados das análises de RAM

O TECDOC-1264 aponta que os resultados das análises RAM são críticos para o processo do PGC-P porque a lista ordenada de SSCs que eles produzem torna-se a força orientadora para muitos programas de garantia da confiabilidade e atividades do PGC. Isso implica uma forte necessidade de realizar uma revisão detalhada dos resultados do RAM para confirmar que não há erros computacionais ou de modelagem, nem erros de suposição que desafiem sua validade. O revisor deve:

- a) comparar os resultados gerais com os de plantas similares e confirmar que os valores absolutos previstos para cada parâmetro de desempenho são razoáveis e que, quando as causas desses valores são examinadas, elas apresentam uma imagem consistente do perfil de risco ou fator de capacidade da planta;
- b) realizar uma avaliação independente “limitada” das análises de RAM, por exemplo, usando análises de diagrama de blocos de disponibilidade para realizar uma avaliação independente que forneça estimativas aproximadas do fator de capacidade esperado da planta e seus fatores contribuintes para confirmar ou questionar os resultados da análise detalhada.

#### 2.4.5 Desenvolvimento de uma lista ordenada de itens candidatos ao programa de melhoria de disponibilidade

O TECDOC-1264 apresenta três elementos fundamentais para o desenvolvimento de uma lista ordenada de itens candidatos ao AIP:

- a) um banco de dados histórico de referência que forneça uma lista de contribuintes significativos para não confiabilidade e indisponibilidade para plantas similares, em termos de:
  - SCRAM e taxa de interrupção forçada total;
  - % de indisponibilidade equivalente e fator de capacidade;
  - geração perdida de MW/h por ano;
  - custo dos encargos de combustível e energia adquiridos;

- Taxa de calor da planta, pois o limite regulamentar da potência (térmica) do reator significa que qualquer degradação na eficiência aparecerá como uma fonte de indisponibilidade equivalente da planta;
- b) informações que descrevem os níveis de confiabilidade e manutenibilidade dos componentes observados para SSCs semelhantes aos da planta,
- c) modelos de custo, disponibilidade e confiabilidade da planta que fornecem a ligação entre as características de desempenho de componentes individuais (confiabilidade, manutenibilidade) ao desempenho geral da planta (disponibilidade equivalente, taxa de SCRAM e economia).

A combinação de cada um desses elementos em uma técnica de quantificação abrangente que pode ser usada rotineiramente para apoiar a tomada de decisões de projeto, fornece ao engenheiro de RAM as ferramentas necessárias para determinar onde podem existir vulnerabilidades de projeto, como e o quanto essas falhas podem potencialmente afetar a missão econômica geral da planta.

#### 2.4.6 Alterando o desempenho dos SSCs

Os processos de modelagem de RAM fornecem listas ordenadas de SSCs cuja confiabilidade e disponibilidade são importantes para a geração de energia e fornecem uma medida do valor de um aumento na confiabilidade e capacidade de manutenção do SSC. A questão que o projetista enfrenta é a melhor forma de efetuar uma melhoria.

Quando a melhoria do desempenho do SSC é buscada, as reduções na taxa de falhas e no tempo médio de inatividade são opções viáveis, de acordo com o TECDOC-1264. Isto é porque:

- a) a disponibilidade, a probabilidade média de que o SSC estará em um estado operacional bem-sucedido durante um período especificado, é uma das medidas mais importantes do desempenho econômico do hardware;
- b) A disponibilidade é uma função da confiabilidade do SSC (taxa de falha) e da capacidade de manutenção do SSC (tempo para restaurar após uma falha);
- c) A confiabilidade dos SSCs é importante quando sua falha pode iniciar um SCRAM ou desligamento da planta porque um SCRAM ou desligamento

- resulta em uma perda de geração e na geração de um potencial evento inicial de acidente que afeta tanto o risco econômico quanto a segurança;
- d) A manutenção do SSC e a operacionalidade e manutenção da planta são importantes para minimizar o tempo médio de inatividade após um SCRAM ou desligamento e sua contribuição para a taxa total de interrupção forçada;

Esses pontos implicam que o primeiro passo no processo de melhoria da disponibilidade é entender e identificar as causas da indisponibilidade e onde o potencial para melhorias provavelmente será mais lucrativo. Se a falha do componente levar a um comportamento dinâmico do sistema que, por sua vez, inicia a falha total do sistema e um desarme ou desligamento da planta, a geração de energia perdida durante a reinicialização pode determinar que a confiabilidade do componente se torne o foco principal, especialmente se o tempo de restauração do componente for menor que o tempo necessário para reiniciar a planta. Se a falha do componente apenas levar à operação com capacidade reduzida, a redução no tempo médio de inatividade do componente pode ser tão importante quanto a taxa de falha.

Pelas razões acima, as tentativas de melhorar o desempenho do componente devem incluir o exame das opções de confiabilidade e manutenção. No entanto, o foco principal deve ser determinado caso a caso.

#### 2.4.7 Modificação do modelo de RAM para refletir as mudanças propostas

A capacidade dos modelos de RAM de prever o benefício líquido que pode ser esperado de mudanças na planta ou qualquer um de seus controles e procedimentos institucionais é importante. Conforme orienta o TECDOC-1264, isso é feito modificando o modelo para imitar uma configuração pós-modificação esperada e resolvendo-a para fornecer os impactos associados na confiabilidade, disponibilidade ou risco da planta e seus valores econômicos associados. A comparação do “valor” previsto da modificação proposta com o custo de implementação fornece a relação custo/benefício cuja magnitude pode ser usada tanto para justificar quanto para priorizar a sua implementação.

Essa capacidade de entender e prever o “valor” de todas as mudanças propostas para a planta é o atributo de programa mais importante que é usado para orientar a organização do projeto no sentido de estabelecer os méritos relativos das mudanças de detalhes em seu projeto básico e facilitar seu uso em todo o processo de

otimização. Este mesmo atributo fornece à equipe operacional da planta a capacidade de avaliar a importância das anomalias observadas no hardware e no comportamento humano e determinar onde e como as mudanças na planta ou em seus sistemas de gerenciamento fornecerão o maior retorno, efeito contínuo programático e melhorias sistemáticas ao longo da vida da planta.

#### 2.4.8 Avaliação de custo/benefício

O projetista deve avaliar e otimizar a alteração na segurança/risco ou alteração no fator de capacidade que resultará da alteração proposta na redundância ou na confiabilidade do componente. Isso será alcançado com a modificação e requantificação dos modelos de RAM ou seus resultados. A abordagem selecionada dependerá muito da natureza da mudança proposta e dos efeitos funcionais que se seguem. Os exemplos a seguir citados pelo TECDOC-1264 tipificam as questões gerais associadas ao processo e abordagens quantitativas viáveis:

- a) se a alteração afetar a taxa de SCRAM e o fator de capacidade, os benefícios esperados são quantificados com os modelos de RAM (confiabilidade) e os resultados da análise usados para modificar os dados de entrada (frequência do evento inicial) para a APS encontrar quaisquer impactos adicionais atribuíveis a uma mudança no risco da planta;
- b) quando a mudança afetar apenas a confiabilidade ou disponibilidade de um sistema de segurança, a APS será utilizada para quantificar a magnitude de seus benefícios esperados;
- c) modelos de RAM serão usados para quantificar quaisquer alterações em CDF, LERF, risco, fator de capacidade, taxa de interrupção forçada ou frequência de SCRAM que podem ser esperadas das configurações da planta de linha de base "pré-modificação" e "pós-modificação". A comparação desses resultados medirá os benefícios das mudanças na segurança e produção da planta que são diretamente atribuíveis à modificação proposta;
- d) o valor presente equivalente do ciclo de vida esperado dos benefícios previstos será calculado a partir de uma avaliação detalhada do risco econômico ou de um conjunto de modelos econômicos mais simples que

- usam medidas econômicas substitutas para substituir os custos reais calculados;
- e) o custo de cada modificação proposta será medido em termos do valor presente equivalente para sua implementação agregada do ciclo de vida, ou seja, quaisquer custos repetidos que ocorrerem ao longo da vida da planta que sejam atribuíveis à modificação serão capitalizados e adicionados à aquisição e custos de instalação;
  - f) custos repetidos se originam de estratégias de revisão e manutenção esperadas ou necessárias, ou quaisquer outros custos adicionais que possam ser atribuídos à mudança;
  - g) uma comparação entre os custos esperados e os benefícios que são diretamente atribuíveis à mudança será usada para orientar qualquer decisão de implementação.

#### 2.4.9 Resultados da otimização

Na conclusão da fase de otimização do projeto, vários produtos, listados pelo TECDOC-1264, podem ser esperados:

- a) um projeto de referência finalizado que pode ser usado para iniciar a especificação, aquisição e construção do hardware da planta, e associado a isso haverá:
  - um conjunto de metas probabilísticas de desempenho do sistema para orientar os futuros requisitos de desempenho da planta;
  - um conjunto classificado de sistemas, estruturas e componentes importantes cuja importância é rastreável aos efeitos de sua confiabilidade, disponibilidade e capacidade de manutenção no risco ou no fator de capacidade da planta;
- b) Um conjunto de modelos de RAM e modelos de APS que refletem com precisão o projeto de referência final e os critérios de sucesso derivados da análise de segurança.

#### 2.4.10 Implementação das mudanças



O processo de atualização dos modelos de confiabilidade, disponibilidade e segurança é paralelo ao projeto da maneira descrita na Figura 4. Segundo o TECDOC-1264, o PGC é usado no processo de projeto final para orientar os projetistas, fornecendo o feedback necessário para indicar quais partes do projeto devem dominar o risco ou o fator de capacidade e para estabelecer o valor de quaisquer alterações que possam ser propostas para reduzir a sua importância.

Os resultados da análise devem ser realimentados como um conjunto de importâncias que são atribuídas a estruturas e componentes de sistemas individuais. Essa lista classificada evoluirá ao longo do processo de projeto final e culminará na identificação do hardware para o qual os critérios específicos de confiabilidade e manutenção devem ser estabelecidos pelas especificações de aquisição.

### **3 METODOLOGIA**

A metodologia implementada para o desenvolvimento do PGC é baseada no guia TECDOC-1264 da IAEA (2002), nos requisitos regulatórios do item 17.4 do NUREG-0800 da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2014) e na bibliografia pesquisada, considerando os objetivos e necessidades da planta nuclear experimental objeto deste trabalho.

De acordo com o guia citado, um PGC formal integrará totalmente os sistemas de gerenciamento da planta e atividades associadas que influenciam a confiabilidade, disponibilidade ou manutenibilidade de SSCs críticos cujo desempenho é importante para o fator de capacidade da planta, segurança da planta ou risco da planta. Conforme a NUREG-0800, o PGC se aplica a esses SSCs, relacionados à segurança e não relacionados à segurança, identificados como de risco significativo (ou contribuintes significativos para a segurança da planta).

Portanto, o PGC proposto se aplicará aos SSCs que são identificados como de risco significativo (ou contribuintes significativos para a segurança da planta), conforme determinado pelo uso de métodos probabilísticos, determinísticos e outros métodos de análise, experiência operacional da indústria, bancos de dados de falhas de componentes relevantes e painéis de especialistas. A implementação do PGC aumentará a segurança, concentrando-se nos recursos de projeto para SSCs de risco significativo e na manutenção da confiabilidade de tais SSCs durante os estágios de projeto e operação da planta.

#### **3.1 Escopo, Etapas e Objetivos do Programa de Garantia de Confiabilidade**

Conforme a NUREG-0800, o objetivo do PGC é fornecer garantia razoável de que uma planta é projetada, construída e operada de maneira consistente com os insights de risco e as principais premissas (por exemplo, projeto, confiabilidade e disponibilidade dos SSCs) dos métodos probabilísticos, determinísticos e outros métodos de análise usados para identificar e quantificar o risco. Também, Os SSCs do PGC não devem se degradar a um nível inaceitável de confiabilidade, disponibilidade ou condição durante as operações da planta. Além disso, a frequência de transientes que desafiam esses SSCs deve ser

minimizada, e esses SSCs devem funcionar de forma confiável quando desafiados. O TECDOC-1264 define que o objetivo do PGC é fornecer garantia de que os níveis de projeto de segurança, confiabilidade, disponibilidade e manutenibilidade para todos os SSCs da planta atendam a todos os requisitos regulamentares, sejam rentáveis, proporcionais à sua importância para a segurança, confiabilidade, risco e economia (PGC-P) e mantidos ao longo da vida da planta (PGC-O).

Assim, o objetivo do PGC proposto é fornecer garantia razoável das seguintes considerações:

- a) a planta é projetada, construída e operada de acordo com as premissas e percepções de risco para SSC de risco significativo;
- b) os SSCs de risco significativo são selecionados e mantidos para que não se degradem a um nível inaceitável durante a vida útil da planta;
- c) a frequência de desafios (transitórios) a SSCs de risco significativo é minimizada;
- d) esses SSCs funcionarão de forma confiável quando desafiados.

Apesar de um dos objetivos de um PGC de uma planta nuclear tradicional, com propósito de produção e fornecimento de energia elétrica, ser o provimento da garantia de que os níveis de projeto para seus SSCs sejam rentáveis, conforme mencionado, e considerando que o propósito da planta experimental, para a qual este PGC se propõe, é testar e comissionar o projeto e operação da instalação, define-se que o objetivo referente à rentabilidade não tem um impacto significativo no PGC proposto. Assim, os critérios para otimização da confiabilidade serão focados no teste e comissionamento do projeto da planta. Claro que ainda há que se considerar a necessidade de se realizar análises de custo/benefício, que irão justificar e priorizar mudanças, modificações e melhorias na planta durante o projeto e a operação.

O PGC será implementado como parte integrante do processo do projeto e será implementado durante a fase de projeto detalhado para que as importantes premissas de confiabilidade do modelo de RAM para a planta experimental sejam consideradas ao longo da sua vida útil.

O PGC será implementado em duas etapas. A primeira se aplica às atividades de garantia de confiabilidade que ocorrem antes da carga inicial de combustível. O objetivo

do PGC, durante o primeiro estágio é fornecer garantia razoável de que o projeto do reator atende às considerações anteriores nas áreas de projeto, aquisição, fabricação, construção e atividades e programas de testes pré-operacionais. A confiabilidade assumida dos SSCs na fase de projeto será realista e alcançável.

A segunda etapa do PGC se aplica às atividades de garantia de confiabilidade para uma planta em operação. Durante a segunda etapa do PGC, o objetivo é verificar se a confiabilidade dos SSCs no escopo do PGC é mantida durante a operação da planta. As atividades para o segundo estágio serão integradas aos programas existentes relevantes, como regra de manutenção, teste de vigilância, inspeção em serviço, teste em serviço e GQ. A confiabilidade de componentes individuais pode mudar ao longo da vida da planta devido a vários fatores, incluindo envelhecimento e mudanças em fornecedores e tecnologia. Os programas da planta fornecerão garantia razoável de que a confiabilidade dos SSCs permanecerá aceitável.

### **3.2 Implementação do Programa de Garantia de Confiabilidade**

A implementação do PGC envolverá uma ampla participação dos membros da equipe de projeto, além daquela representada pelo grupo de especialistas técnicos dedicados (TECDOC-1264). A NUREG-0800 instrui que o PGC-P deve ser implementado através das seguintes fases:

- a) durante a fase de DC, o solicitante da DC é responsável por desenvolver e implementar as partes do PGC-P que se aplicam à DC. Este esforço consiste em propor as ITAAC de nível 1 para o PGC-P da COL, entre outras ações;
- b) durante a fase de solicitação da COL, o solicitante da COL é responsável por desenvolver e implementar as partes do PGC-P que se aplicam à COL.

O PGC proposto para a fase de projeto será implementado em várias fases. A primeira, é a fase de certificação do projeto, que define a estrutura geral do PGC, incluindo orientações para procedimentos e outras atividades que serão implementadas em fases futuras. Um modelo do PGC específico do projeto é usado para desenvolver uma lista de SSCs e insights. Os SSCs de risco significativo são identificados nesta fase para inclusão no programa usando os métodos probabilísticos, determinísticos ou outros indicados anteriormente.

A segunda fase é a fase específica do local, que introduz as informações de projeto específicas do local da planta ao processo do PGC. Um candidato da COL que faça referência à certificação de projeto da planta experimental identificará os SSCs específicos do local dentro do escopo do PGC. Também nesta fase, o PGC é modificado com base em considerações específicas para o local.

O SSC de risco significativo está sujeito aos requisitos de qualidade apropriados por meio da implementação do PGC. O SSC relacionado à segurança que também é considerado de risco significativo no PGC tem um programa completo de garantia de qualidade, conforme os requisitos regulatórios do Apêndice B da 10 CFR 50 (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2021b), aplicado juntamente com os critérios gerais de projeto aplicáveis.

Para SSCs não relacionados à segurança que foram determinados como “de risco significativo” sob o PGC, o projeto da planta aplica medidas adicionais de garantia da qualidade e requisitos de projeto consistentes com os requisitos regulatórios da parte U do item 17.5 de U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. (2015).

Todos os SSCs de risco significativo serão incluídos no escopo do programa de Regras de Manutenção do solicitante da COL, de acordo com os requisitos regulatórios para monitorar a eficácia da manutenção em plantas nucleares (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2021a), na categoria de alta significância de segurança. Isso é feito para que o SSC de risco significativo esteja sujeito a critérios de monitoramento de desempenho que são estabelecidos consistentemente com as premissas de confiabilidade e disponibilidade utilizadas no modelo de RAM.

As ITAAC de nível 1 fornecem confirmação de que, à medida que o projeto de SSCs avança, as informações de aquisição e construção para SSCs de risco significativo são consistentes com as principais suposições e insights relacionados ao PGC. Essa confirmação ocorre verificando se os requisitos de qualidade adequados estão especificados nos documentos aprovados para aquisição e construção de SSCs de risco significativo.

Além da redação das especificações do projeto, a consistência com as principais hipóteses e insights relacionados ao PGC durante as fases de construção e testes iniciais são verificados, confirmando que os sistemas são construídos de acordo com o ITAAC de nível 1 em nível de sistema. Em relação aos SSCs do PGC, em nível de planta, características de segurança significativas com base em insights do modelo de RAM e análises de acidentes

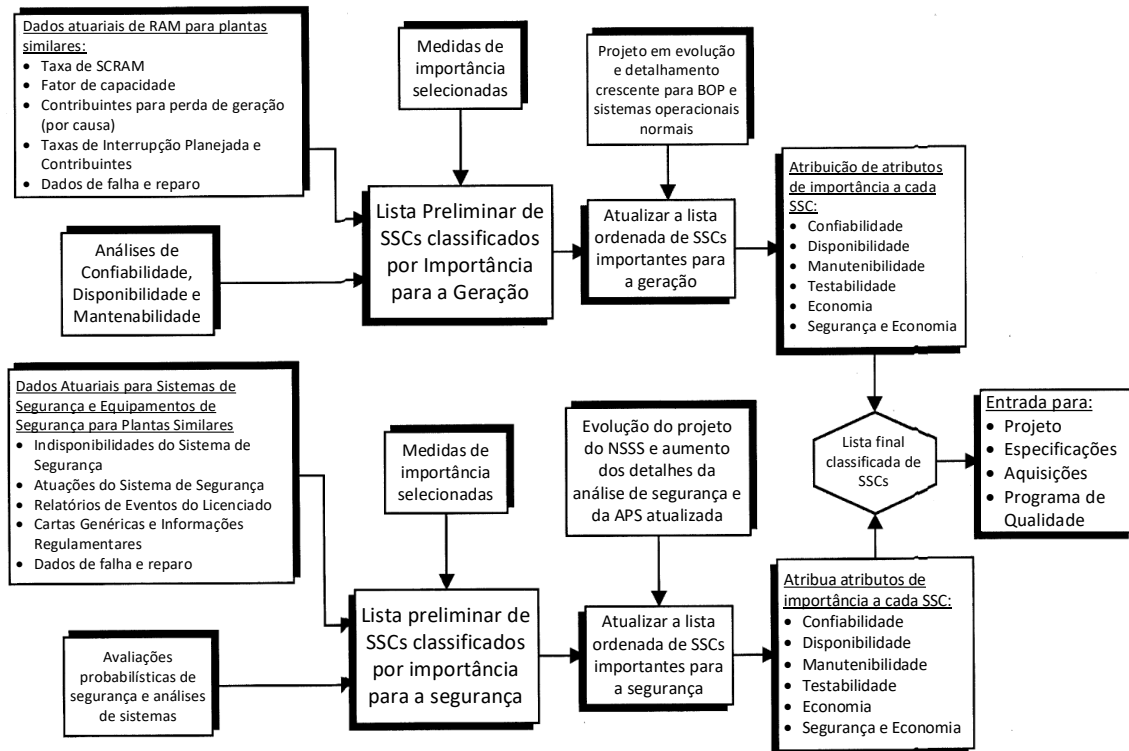
graves devem ser identificadas no item 14.3 do relatório final de análise de segurança (FSAR) da planta experimental, de acordo com os requisitos regulatórios da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2007), e verificadas pelo ITAAC relacionado ao sistema correspondente. Também nesta fase, o PGC é modificado com base na consideração das condições específicas do local.

### 3.2.1 Consideração de projeto

De acordo com o TECDOC-1264, como a APS usa a probabilidade e a frequência de eventos de falha individuais para sintetizar as frequências de acidentes no nível da planta, é importante combinar as contribuições de importância de todos os eventos de falha individuais (modos de falha) ao avaliar a importância geral do SSC. A importância dos modos de falha individuais ainda deve ser mantida, pois esta informação é necessária para identificar os modos de falha funcionais importantes para o SSC. A Figura 8 fornece uma visão geral de um processo para usar medidas de importância para classificar SSCs individuais e como as características combinadas de cada medida de importância podem fornecer informações adicionais para orientar a aplicação de atividades de PGC-P específicas. Conforme a NUREG-0800, antes da carga inicial de combustível, o licenciado pela COL identifica os modos de falha dominantes e integra o PGC em programas operacionais.

O PGC proposto será estabelecido para fornecer documentação suficiente durante o projeto e operação da planta. Como parte do processo de projeto, os SSCs são avaliados para determinar seus modos de falha dominantes e os efeitos associados. A maioria dos componentes tem um histórico operacional do setor disponível que define os modos de falha significativos e suas causas prováveis. As estratégias de prevenção ou mitigação de falhas são desenvolvidas através da identificação e priorização dos vários modos de falha possíveis para cada componente. Esta informação é fornecida como entrada para a fase do programa operacional.

Figura 8 - Medidas de importância e classificação de SSCs



Fonte: IAEA, 2002, tradução nossa.

Durante a fase de projeto, revisões de projeto apropriadas e avaliações de confiabilidade avaliam a confiabilidade de SSCs de risco significativo que são identificados pelo modelo de RAM e outras fontes. Como parte do processo de confiabilidade do projeto, os engenheiros de projeto fornecem qualidade e confiabilidade ao desenvolvimento dos SSCs enquanto verificam se o modelo de RAM modela adequadamente a base para o projeto dos SSCs. O desenvolvimento do modelo de RAM durante a fase de projeto depende principalmente de informações genéricas, suposições delimitadoras ou requisitos de projeto como base para o desenvolvimento do modelo. Uma avaliação do modelo pode ser realizada quando ocorrem mudanças durante a fase de projeto da planta, bem como durante as suas operações normais. A avaliação considera conceitos de confiabilidade, como confiabilidade humana, redundância, diversidade e eventos externos para melhorar o projeto do sistema. Uma avaliação adicional das opções de projeto é realizada se os resultados da avaliação revelarem que a mudança de projeto proposta pode entrar em conflito com os resultados e insights derivados do modelo de RAM, ou pode causar indisponibilidade significativa de uma função de segurança.

As mudanças de projeto que afetam o modelo de RAM são revisadas e as revisões apropriadas são preparadas de acordo com o processo de atualização do modelo de RAM.

### 3.2.2 Identificação e priorização de SSCs

Em relação à classificação de SSCs e aos atributos dos SSCs, o TECDOC-1264 orienta que, após a revisão dos modelos de APS e RAM e dos métodos computacionais usados em sua quantificação, a revisão deve ser expandida para incluir o desenvolvimento da lista ordenada de SSCs resultante e seus atributos associados. A maioria das informações será derivada dos modelos de RAM e APS de maneira semelhante às descritas a seguir.

De acordo com a NUREG-0800, o escopo do PGC inclui SSCs relacionados à segurança e não relacionados à segurança identificados como de risco significativo (ou contribuintes significativos para a segurança da planta). Assim, a candidatura deve descrever a metodologia de identificação dos SSCs no âmbito do PGC. Essa metodologia deve ser baseada em uma combinação de métodos probabilísticos, determinísticos e outros métodos de análise usados para identificar e quantificar o risco e incluir, mas não se limitar ao uso de informações obtidas das seguintes fontes:

- a) avaliações quantitativas de risco com base em árvores de falhas e árvores de eventos;
- b) outras formas de avaliação de risco, que podem ser quantitativas ou qualitativas (por exemplo, avaliação de vulnerabilidade induzida por incêndio ou análise de margens sísmicas);
- c) avaliações de acidentes graves;
- d) experiência operacional em toda a indústria;
- e) painel(is) de especialistas.

A primeira tarefa do PGC proposto será identificar os SSCs de risco significativo que devem ser incluídos no escopo do programa. Uma tabela que inclui uma lista de SSCs específicos do projeto será incluída no PGC. Esta lista preliminar é preparada e controlada no âmbito do programa PGC. Esta lista é atualizada quando o modelo de RAM específico da planta é desenvolvido. A seleção de SSCs de risco significativo usará uma combinação de insights probabilísticos e determinísticos, como resultados analíticos do modelo de



RAM, experiência do setor, regulamentos, processo de painel de especialistas e julgamento de engenharia para identificar e priorizar os SSCs.

O Modelo de RAM fornece uma avaliação das sequências de acidentes de eventos iniciadores e falhas de funções de segurança que levam a danos principais. A análise de eventos externos considera os eventos causados externamente aos sistemas associados às operações de energia ou desligamento da planta. Esses eventos incluem incêndios internos, ventos fortes, inundações internas e margens sísmicas.

Os SSCs de risco significativo podem ser julgados usando o modelo de RAM com base no valor de RAW, RAW de CCF ou Fussell-Vesely (FV) do respectivo SSC. Componentes com valor do RAW igual ou superior a dois, valor RAW de CCF igual ou superior a 20 ou FV igual ou superior a 0,005 podem ser considerados de risco significativo. O RAW de um componente é o fator pelo qual a frequência de danos ao núcleo da planta aumenta se a confiabilidade do componente for atribuída ao valor de 1,0 (supondo-se que falhará). O RAW de CCF de um grupo é o fator pelo qual a frequência de danos ao núcleo da planta aumenta se a probabilidade de falha do grupo de causa comum for definida como 1 (presume-se que a falha de causa comum ocorra). FV é uma medida da contribuição do componente para a frequência geral de dano ao núcleo.

O capítulo 19 do FSAR da planta experimental deverá descrever o uso de medidas de importância de risco como entrada para determinar a lista do PGC. Tabelas de resultados no capítulo 19 do FSAR da planta deverão fornecer listas de SSCs de risco significativo.

### 3.2.3 Painel de especialistas

De acordo com o TECDOC-1264, após a identificação dos SSCs, sua importância relativa pode ser estimada pela opinião de especialistas, calibrada com dados operacionais específicos, mas necessariamente limitados. A NUREG-0800 orienta que a aplicação da DC deve descrever as funções e responsabilidades de quaisquer painéis de especialistas usados, pois eles desempenham um papel importante na revisão das informações associadas às determinações de significância de risco e podem compensar as limitações da APS.

Um painel de especialistas será estabelecido para o PGC proposto, com o objetivo de avaliar as entradas qualitativas e quantitativas relacionadas a SSCs de risco

significativo. Uma lista preliminar de SSCs de risco significativo é desenvolvida usando uma combinação de insights probabilísticos e determinísticos. Isso inclui informações obtidas de fontes, como o modelo de RAM específico do projeto, experiência operacional da planta nuclear, bancos de dados de falhas de componentes relevantes.

O painel de especialistas usará sua experiência e insights do modelo de RAM para desenvolver a lista de SSCs de risco significativo. Os membros do painel usarão a entrada dos métodos específicos de cálculo de importância de risco (ou seja, FV e RAW) para determinar SSCs de risco significativo. Cada método de cálculo identificará um conjunto diferente de SSCs com base em diferentes conceitos de importância. Cada método é útil para fornecer insights sobre a seleção de SSCs de risco significativo. O painel de especialistas pode usar todos esses métodos no processo de tomada de decisão.

O uso de um painel de especialistas compensa as limitações do modelo de RAM, como suposições do modelo, tratamento para sistemas de suporte, nível de definição de conjuntos de corte, truncamento de conjuntos de corte, efeito de sombra de conjuntos de corte muito grandes (alta frequência), inclusão de reparo ou restauração de equipamentos defeituosos e limitações nos significados das medidas de importância na diretriz do NUCLEAR ENERGY INSTITUTE (2011).

O painel de especialistas é composto por pessoas que possuem amplo conhecimento nas áreas de RAM, risco e confiabilidade, operação da planta e engenharia de sistemas e manutenção. É desenvolvido um processo de seleção e qualificação dos membros.

As reuniões devem ser realizadas conforme a necessidade para discutir a seleção final dos SSCs de risco significativo que devem ser incluídos no PGC. Fontes de informação de todo o setor e julgamento de engenharia serão usados para considerar a adição de SSCs ao PGC.

Além do fator quantitativo do modelo de RAM, o painel de especialistas avalia qualitativamente sistemas e estruturas dentro do escopo de certificação de projeto com base em critérios determinísticos, incluindo, mas não limitado a:

- a) uma contribuição para os iniciadores;
- b) uma contribuição implícita à CDF;
- c) uma contribuição implícita à LERF;

- d) uma contribuição para análise de margem sísmica, histórico de desempenho/experiência operacional do componente;
- e) considerações de especificações técnicas para o componente e detecção de falhas de componentes.
- f) o efeito da falha do componente em outros sistemas.

### **3.3 Organização, Controle de Projeto, Procedimentos e Instruções, Ações Corretivas e Planos de Auditoria**

Conforme o TECDOC-1264, é apropriado considerar como o PGC pode ser alocado e como a organização diretamente envolvida na implementação do PGC pode interagir com cada outra entidade organizacional da planta cujas atividades influenciam a confiabilidade, segurança ou risco da planta.

A NUREG-0800 instrui que o requerente da DC deve estabelecer e aplicar os controles programáticos do PGC-P apropriados para apoiar as atividades de projeto da DC. Esses controles programáticos são processos que garantem que os insights de risco e as principais suposições de métodos probabilísticos, determinísticos e outros métodos de análise usados para identificar e quantificar riscos sejam consistentes com o projeto da planta. Esses controles programáticos tratam das responsabilidades da organização, atividades de controle de projeto, procedimentos e instruções, registros, ações corretivas e planos de avaliação, e que a lista de SSCs do PGC seja adequadamente desenvolvida, mantida e comunicada às organizações apropriadas. A equipe deve verificar se a aplicação para a DC aborda adequadamente os controles programáticos do PGC-P. Se necessário, a equipe pode realizar uma ou mais auditorias para verificar se o solicitante aplicou adequadamente esses controles programáticos durante as atividades de projeto da DC.

O plano de implementação do PGC proposto para a planta experimental incluirá o escopo do PGC, objetivos, consideração do projeto, identificação e priorização do SSC, organização do PGC e painel de especialistas. Este plano de implementação do PGC é descrito nos parágrafos seguintes.

A organização de engenharia da planta experimental será responsável pelas análises de segurança, análises de risco e confiabilidade e o modelo de RAM necessário para apoiar o desenvolvimento do PGC. O pessoal de risco e confiabilidade será responsável por manter a equipe de projeto ciente dos itens de risco significativos do PGC, necessidades

do programa e status do projeto. O pessoal de risco e confiabilidade participa do processo de controle de mudança de projeto para incorporar entradas relacionadas ao PGC no processo de projeto. Além disso, um representante conhecedor de risco e confiabilidade deve estar presente nas revisões de projeto para identificar interfaces entre o desempenho de SSCs de risco significativo e as premissas de confiabilidade no modelo de RAM. Reuniões entre o pessoal de risco e confiabilidade e o projetista são realizadas para gerenciar problemas de interface.

Os controles procedimentais de projeto de engenharia da planta experimental são aplicados ao PGC. Procedimentos específicos fornecem orientação para o processo de controle de projeto, controle de alterações de projeto e controles de armazenamento e recuperação.

O procedimento de controle de projeto define o processo para executar, documentar e verificar as atividades de projeto. Isso inclui o desenvolvimento ou modificação de projetos de sistemas, avaliações, análises, cálculos e preparação de documentos de projeto (por exemplo, especificações, desenhos, relatórios).

O procedimento para controle de mudanças de projeto define o processo de avaliação de mudanças de projeto em documentos controlados pela engenharia para que o efeito total seja considerado antes que uma mudança seja aprovada e os documentos afetados sejam identificados e alterados de acordo. O procedimento identifica as informações e organizações responsáveis por essas interfaces, incluindo a revisão do modelo de RAM. Se uma mudança proposta pode afetar a segurança, disponibilidade ou fator de capacidade da planta experimental, a confiabilidade do sistema é analisada.

O procedimento de desenvolvimento e manutenção de documentação estabelece os requisitos e responsabilidades para a preparação, aprovação e emissão de documentos controlados pelas organizações de projeto de engenharia. O procedimento de registros de controle de qualidade fornece requisitos para a retenção de registros de controle de qualidade. Os procedimentos de autoavaliação, ação corretiva e auditoria especificam as responsabilidades associadas às respectivas auditorias da organização de engenharia. Essa autoavaliação também é usada para identificar, documentar e determinar prontamente ações corretivas para condições adversas à qualidade.

Os processos acima para a planta experimental fornecem controle de configuração da lista de SSCs dentro do escopo do PGC, demonstrando assim que o

programa de implementação de garantia de confiabilidade da planta experimental manterá o escopo dos SSCs do PGC durante todo o processo do projeto.

### **3.4 Informações do PGC Necessárias em uma Aplicação de COL**

De acordo com o TECDOC-1264, a eficácia do PGC depende muito da qualidade, acessibilidade e fidelidade das informações usadas para fornecer feedback a cada sistema de gestão sobre seu desempenho e onde efetuar melhorias. O PGC deve garantir que todos os processos de coleta de dados sejam consistentes com os requisitos para coleta de dados e envio para quaisquer bancos de dados multissetoriais dos quais a planta seja participante. As informações e o banco de dados da planta representam o conhecimento a partir do qual o desempenho de componentes e sistemas individuais da planta será derivado para fornecer as "melhores previsões estimadas" do valor de todas as mudanças propostas.

Conforme a NUREG-0800, o requerente da COL deve atualizar adequadamente a descrição do PGC-P para incluir informações relevantes específicas do local e da planta da COL (por exemplo, projeto, programa, informações processuais e organizacionais). Isso inclui:

- a) identificar os SSCs dentro do escopo do PGC específico da planta (ou seja, os SSCs do PGC identificados na DC, atualizados usando informações específicas do local e da planta da COL);
- b) estabelecer os controles programáticos de PGC-P que são aplicados durante as atividades de projeto e construção do COL antes da carga inicial de combustível.

Esses controles programáticos são processos que garantem que a planta seja projetada e construída de maneira consistente com os insights de risco e as principais premissas de métodos probabilísticos, determinísticos e outros métodos de análise usados para identificar e quantificar o risco. Se necessário, a equipe pode realizar uma ou mais auditorias para verificar se o solicitante aplicou adequadamente os controles programáticos do PGC-P durante as atividades de projeto na fase de solicitação da COL.

Um solicitante da COL que faça referência à certificação de projeto da planta experimental fornecerá as informações solicitadas nos requisitos regulatórios da seção C.I.17.4.4 de U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2018).

## 4 ESTUDOS DE CASO

Este capítulo apresentará uma análise realizada sobre o Programa de Garantia da Confiabilidade do projeto U.S. EPR da AREVA (2013c), encontrado durante a pesquisa bibliográfica para este trabalho, em que será feita uma avaliação de sua adequação aos requisitos regulatórios da NUREG-0800 (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2014) e ao TECDOC-1264 (IAEA, 2002). Além disso, para ilustrar o funcionamento e resultados de um PGC na planta nuclear usando a metodologia apresentada no capítulo 3, será apresentada a análise de uma avaliação realizada na planta experimental estudada nesta dissertação, e aplicação do PGC para identificação de SSCs de risco significativo.

### 4.1 Plantas nucleares

As plantas nucleares *Pressurized Water Reactor* (PWR) e *Boiling Water Reactor* (BWR) aquecem a água para produzir vapor. O vapor é usado para girar grandes turbinas que geram eletricidade. Usa-se o calor produzido durante a fissão nuclear para aquecer a água. Na fissão nuclear, os núcleos são quebrados para formar átomos menores, liberando energia. A fissão ocorre dentro do reator de uma planta nuclear. No centro do reator está o núcleo, que contém combustível de urânio.

Por exemplo, para reatores nucleares de potência PWR (*Pressurized Water Reactor*) o combustível de urânio é formado em pastilhas cerâmicas. Cada pastilha de cerâmica contém aproximadamente a mesma quantidade de energia que 150 galões de óleo. Essas pastilhas ricas em energia são empilhadas de ponta a ponta em varetas de combustível de metal de 3 a 4 metros. Um feixe de varetas de combustível, alguns com centenas de varetas, é chamado de elemento combustível. Um núcleo de reator contém muitos elementos combustíveis.

O calor produzido durante a fissão nuclear no núcleo do reator é usado para converter água em vapor, que gira uma turbina a vapor. À medida que o eixo da turbina gira, ele aciona um gerador elétrico que produz eletricidade. As plantas nucleares resfriam o vapor de volta à água em condensadores e em uma estrutura separada na planta chamada torre de resfriamento, ou usam água de lagoas, rios ou do oceano. A água

resfriada é então reutilizada para produzir vapor (U.S. ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION, 2022).

VETTORAZZI (2017) analisou a instalação experimental objeto desta dissertação, cujo projeto segue as convenções e regras típicas de plantas nucleares PWR, de forma a garantir a segurança dos operadores e população local e evitar danos ao meio ambiente. Apesar da complexidade de uma planta nuclear, seu princípio de funcionamento é similar ao de uma termelétrica convencional. Entretanto, seu calor é gerado pela queima do combustível nuclear, que produz vapor e aciona uma turbina, acoplada a um gerador de corrente elétrica.

Esta instalação experimental sob avaliação está sendo implantada no Brasil. É um protótipo de um PWR com característica dual, que servirá de base e laboratório para a obtenção da capacitação para qualquer projeto de reator nuclear no Brasil e permitirá desenvolver centrais nucleares de pequena e média potência, para atender as necessidades da matriz energética brasileira.

#### **4.2 Análise do Programa de Garantia da Confiabilidade do U. S. EPR**

O U.S. EPR foi escolhido para esta análise por ser do mesmo tipo da planta nuclear estudada neste trabalho, ou seja, é um reator PWR, projetado pela AREVA NP, Inc. É uma usina de quatro circuitos com uma potência térmica nominal de 4.500 MWt. O projeto U.S. EPR apresenta quatro trens redundantes de equipamentos de resfriamento de emergência e um edifício de contenção e blindagem para proteção adicional (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2022b). Por falta de dados referentes a custos, necessários para aplicação plena do PGC, o estudo ficará concentrado na parte de análise segurança, cujos dados estão presentes na documentação encontrada e analisada.

Por carta datada de 11 de dezembro de 2007, complementada por cartas datadas de 7 de fevereiro e 20 de fevereiro de 2008, a AREVA apresentou um pedido (SLOAN, 2007) de certificação do projeto padrão EPR, de acordo com os requisitos regulatórios da 10 CFR Parte 52 (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2023). Por carta datada de 25 de fevereiro de 2008 (TESFAYE, 2008a), a equipe da NRC dos EUA registrou o pedido e posteriormente publicou seu cronograma de revisão detalhado em 26 de março de 2008 (TESFAYE, 2008b).

#### 4.2.1 Relatório Final de Análise de Segurança

O relatório final de análise de segurança (FSAR, do inglês *final safety analysis report*) do solicitante fornece informações para apoiar a aprovação e certificação do projeto U.S. EPR padrão pela NRC, de acordo com as disposições do 10 CFR Parte 52. O FSAR é dividido em duas partes (chamadas "*tiers*", ou níveis). O documento separado do Nível 2 fornece informações mais detalhadas sobre o projeto da planta. Esta informação deve ser aprovada, mas não certificada, pela NRC, de acordo com os requisitos regulatórios da U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (2022a). O capítulo 17 do Nível 2 do FSAR, "*Quality Assurance and Reliability Assurance*" (AREVA 2013b) contém a seção 17.4, que aborda o Programa de Garantia de Confiabilidade do Projeto (PGC-P) para o U.S. EPR (AREVA, 2013c).

#### 4.2.2 Programa de Garantia da Confiabilidade

A seção 17.4, "*Reliability Assurance Program*" (AREVA, 2013c), que apresenta o PGC da U.S. EPR, se inicia explicando em que o PGC se aplica, ou seja, SSCs (sistemas, estruturas e componentes) que são identificados como de risco significativo. Nota-se que este item remonta ao segundo parágrafo do item I da NUREG-0800, que delinea como o PGC deve ser implementado. Também relembra o terceiro parágrafo do item 2.3 do TECDOC-1264, que instrui o que um PGC formal integrará.

O item 17.4.1, "*Reliability Assurance Program Scope, Stages, and Goals*", apresenta o propósito do PGC para o U.S. EPR, que é fornecer garantia razoável de considerações referentes ao projeto, construção e operação da planta, SSCs de risco significativo e frequência de transientes. Também apresenta os estágios do PGC (atividades de garantia de confiabilidade que ocorrem antes da carga inicial de combustível e atividades de garantia para uma planta operacional) e sua meta, que é verificar se a confiabilidade dos SSCs dentro do escopo do PGC é mantida durante o projeto e a operação da planta. Este item segue as instruções do terceiro parágrafo do item I da NUREG-0800, que fala dos propósitos do PGC. Também está de acordo com os objetivos do PGC apresentados no item 2.3.2.1 do TECDOC-1264.

O item 17.4.2, "*Reliability Assurance Program Implementation*", aborda as fases da implementação do PGC, que são a fase de certificação do projeto e a fase específica do local, que introduz as informações de projeto específicas do local da planta para o processo



do PGC. Este item segue as especificações do sexto parágrafo do item I da NUREG-0800, que fala das fases do PGC-P. Também relembra o primeiro parágrafo do item 7.2.2 do TECDOC-1264, que lista quem a implementação do PGC-P envolverá.

Este item 17.4.2 do PGC da U.S. EPR se desdobra em três subitens:

- a) 17.4.2.1 “*Design Consideration*” que aborda questões referentes à avaliação dos SSCs. Segue as diretrizes do nono parágrafo do item I da NUREG-0800, que fala da necessidade de identificação de modos de falha dominantes, e está de acordo com o primeiro parágrafo do item 5.6.2 do TECDOC-1264, que explica a importância de combinar modos de falha individuais;
- b) 17.4.2.2 “*SSC Identification and Prioritization*” que explica a forma de seleção dos SSCs de risco significativo a partir de insights probabilísticos e determinísticos. Por exemplo, componentes com valor de realização de risco (RAW) igual ou superior a dois podem ser considerados de risco significativo. Este subitem informa ainda que as tabelas de resultados do Capítulo 19 do FSAR do U.S. EPR fornecem listas de SSCs com risco significativo. Está conforme as instruções do primeiro parágrafo da subseção A.3 da NUREG-0800, que apresenta o escopo do PGC, e do item 5.3.4 do TECDOC-1264, que fala do desenvolvimento da lista ordenada de SSCs;
- c) 17.4.2.3 “*Expert Panel*” que delinea a determinação dos SSCs de risco significativo pelo painel de especialistas a partir dos insights citados, de acordo com a subseção A.4 da NUREG-0800, que fala dos painéis de especialistas, e com o segundo parágrafo do item 5.6.5 do TECDOC-1264, que fala da identificação de modos de falha.

A seguir, o item 17.4.3, “*Organization, Design Control, Procedures and Instructions, Corrective Actions, and Audit Plans*”, apresenta a AREVA NP como organização integrada de design e engenharia, suas ações referentes ao PGC e seus procedimentos de garantia de qualidade e controle de projeto corporativos. Percebe-se que este item apresenta as informações como orientado no item A.2 da NUREG-0800, que trata sobre controles programáticos do PGC-P, e segue orientações apresentadas no primeiro parágrafo do item 7.1 do TECDOC-1264, que fala da alocação do PGC na organização.

O item 17.4.4, “*Reliability Assurance Program Information Needed in a COL Application*” cita brevemente quais informações um candidato à licença combinada (COL) que faça referência à certificação do projeto U.S. EPR deve fornecer. Este item segue as determinações do item 1 da subseção A.9 da NUREG-0800, que informa quais informações do PGC-P devem ser atualizadas em uma aplicação para a COL, e o primeiro parágrafo do item 2.2.4 do TECDOC-1264, que explica do que depende a eficácia do PGC. Finalmente, o item 17.4.5 “*References*” lista apenas uma referência.

Após essas explicações, a seção 17.4 apresenta duas tabelas que fornecem um resumo compilado da saída Avaliação Probabilística de Segurança (APS), apresentada no capítulo 19 do FSAR, e entrada para SSCs do PGC, compostas por várias páginas como a apresentada na Tabela 2. O desenvolvimento desta lista está de acordo com o sexto parágrafo do item I da NUREG-0800 e com o item 5.7 do TECDOC-1264, que trata sobre a lista mestra da planta de classificação dos SSCs. Esta tabela não apresenta os valores das Medidas de Importância, mas estas podem ser encontradas nas tabelas da seção 19.1 do FSAR do U.S. EPR (AREVA, 2013a), cujo extrato é apresentado na Tabela 3. Por exemplo, o valor RAW do primeiro componente apresentado na Tabela 2, “Descarga da válvula de retenção CCW HTX 10”, pode ser encontrado no item 50 da Tabela 3, calculado conforme explicado no item 2.1.7 desta dissertação.

Por último, no PGC estudado é apresentada uma tabela do resultado da revisão do painel de especialistas, que é uma lista de sistemas e estruturas não específicas do local dentro do escopo do PGC e uma indicação se são entradas baseadas na APS ou adicionadas pelo painel de especialistas, cujo extrato é apresentado na Tabela 4. Esta última tabela segue as normas da subseção A.3 da NUREG-0800, e as orientações do segundo parágrafo do item 5.6.5 do TECDOC-1264.

A equipe da NRC dos EUA está atualmente realizando uma revisão detalhada do projeto U.S. EPR (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2022b).

Tabela 2 - Entrada para Lista de PGC de Medidas de Importância e Contribuição de Evento Inicial - Folha 1 de 66

Sistema	ID do componente	Descrição do Componente	Modo de falha dominante	Em Operação						Parada					
				CDF			LRF			CDF			LRF		
				FV	RAW	RAW CCF	FV	RAW	RAW CCF	FV	RAW	RAW CCF	FV	RAW	RAW CCF
CCWS	30KAA10AA004	Descarga da válvula de retenção CCW HTX 10	CL		X			X							
CCWS	30KAA10AA006	Descarga para a Válvula Hidráulica do Coletor Comum 1	CL		X			X							
CCWS	30KAA10AA010	Retorno da Válvula Hidráulica do Coletor Comum 1	CL		X			X							
CCWS	30KAA10AA112	Desvio do trocador de calor MOV	OP		X			X							
CCWS	30KAA10AC001	HTX 10	EL		X			X							
CCWS	30KAA10AP001	Bomba acionada por motor	EL	X	X	X	X	X	X		SD IE	SD IE		SD IE	SD IE
CCWS	30KAA10BB001	Tanque de compensação	EL		X			X							
CCWS	30KAA12AA005	Trem 1 para o MOV de Resfriamento LHSI HTX 10	FO		X	X	X	X	X						
CCWS	30KAA12AA011	Trem 1 da válvula manual de resfriamento LHSI HTX 10	MEC1		X										
CCWS	30KAA12AA012	Trem 1 da válvula de retenção de descarga LHSI HTX 10	FO		X	X									

Fonte: AREVA, 2013c. Tradução nossa.

Tabela 3 – Componentes de risco significativo do U.S. EPR com base na importância RAW -  
Eventos de incêndio interno de nível 1 - Folha 3 de 10

<b>Classif.</b>	<b>Sistema</b>	<b>ID do componente</b>	<b>Descrição do componente</b>	<b>RAW</b>	<b>FV</b>
43	UHS	30PED10AA011	UHS, Linha de Desvio do Trem da Torre de Resfriamento 1 MOV PED10AA011	13,3	0,000
44	CCWS	30KAA10AC001	CCWS, Trem 1 HTX 10 KAA10AC001	13,3	0,000
45	ESWS	30PEB10AA002	ESWS, Bomba de recirculação do Trem 1 MOV PEB10AA002	13,3	0,000
46	ELEC	1BDA_1BDD2	ELEC, Disjuntor SWGR 31BDA 6,9kV a SWGR 31BDD 6,9kV	13,3	0,000
47	ELEC	1BDA_1BDD1	ELEC, Disjuntor SWGR 31BDA 6,9kV a SWGR 31BDD 6,9kV	13,3	0,000
48	ESWS	30PEB10AA005	ESWS, MOV do Isolamento da Descarga da Bomba do Trem 1, PEB10AA005	13,3	0,000
49	ESWS	30PEB10AA204	ESWS, Válvula de Retenção de Descarga da Bomba do Trem 1 PEB10AA204	12,4	0,000
50	CCWS	30KAA10AA004	CCWS, Descarga do Trem 1 da Válvula de Retenção CCW HTX 10 KAA10AA004	12,4	0,000
51	UHS	30PED10AN002	UHS, ventilador de resfriamento do trem da torre de resfriamento 1 PED10AN002	9,9	0,048
52	CCWS	30KAA12AA005	CCWS, Trem 1 para Arrefecimento LHSI HTX 10 MOV KAA12AA005	9,8	0,059
53	SIS/RHR	30JNG10AP001	LHSI, Bomba acionada por motor do trem 1 JNG10AP001	9,6	0,074
54	SIS/RHR	30JNA10AA101	RHR, MOV do Bypass HTX do Trem 1 do LHSI JNA10AA101	9,6	0,030
55	UHS	30PED10AN001	UHS, Ventilador de Resfriamento do Trem da Torre de Resfriamento 1 PED10AN001	9,0	0,006
56	ESWS	30PEB30AP001	ESWS, Bomba acionada por motor do trem 3 PEB30AP001	7,8	0,279
57	ESWS	30PEB30AA005	ESWS, Isolamento da Descarga da Bomba do Trem 3 MOV PEB30AA005	7,8	0,038
58	UHS	30PED30AA010	UHS, MOV do spray do trem da torre de resfriamento 3 PED30AA010	7,8	0,038
59	CCWS	30KAA12AA011	CCWS, Trem 1 da válvula manual de resfriamento LHSI HTX 10 KAA12AA011	7,6	0,001
60	SCWS	30QKC10AA027	SCWS, Válvula Manual de Refrigeração do Fluido de Vedação da Bomba 10 do LHSI QKC10AA027	7,6	0,001

Fonte: AREVA, 2013a. Tradução nossa.

Tabela 4 – Sistemas e Estruturas de Escopo de Certificação de Projeto Incluídos no PGC -  
Folha 1 de 3

<b>Nomes dos Sistemas</b>	<b>Justificativa da Seleção</b>
<b>Sistemas de Suporte do NSSS</b>	
Sistema de Manuseio de Combustível	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistema de Controle químico e de volume; incluindo injeção de vedação do RCP	Entrada da APR para o PGC
<b>Sistemas de refrigeração do reator</b>	
Sistema de Refrigeração do reator	Entrada da APR para o PGC
<b>Sistemas de segurança da linha de frente</b>	
Sistema de Controle de gás combustível	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistema de Injeção de Segurança / Sistema de Remoção de Calor Residual	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Tanque de Armazenamento de Água de Reabastecimento em Contenção	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Remoção de Calor para Acidentes Graves	Entrada da APR para o PGC
Sistema Extra de Boração	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistema de Água de alimentação de emergência	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Estabilização de Fusão do Núcleo	Adicionado pelo painel de especialistas
<b>Estruturas</b>	
Edifícios geradores de energia de emergência	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistema de Estrutural da Ilha Nuclear	Adicionado pelo painel de especialistas
Estruturas de torre de resfriamento de água de serviço essencial e estrutura de bomba	Adicionado pelo painel de especialistas
[[Prédio de proteção contra incêndio e tanques de armazenamento de água para incêndio]]	Adicionado pelo painel de especialistas
<b>Utilitários Distribuídos</b>	
Sistema de Distribuição de água desmineralizada	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistema de Abastecimento de água de vedação	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistema de Água de Resfriamento de Componentes	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Água de Serviço Essencial	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Água gelada de segurança	Entrada da APR para o PGC
Sistema fechado de água de resfriamento	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Água Gelada Operacional - Ilha Nuclear	Entrada da APR para o PGC
Sistema de Distribuição de Água de Incêndio	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistemas de dilúvio de pulverização	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistemas de aspersão	Adicionado pelo painel de especialistas
Sistemas de Extinção de Incêndio Gasosos	Adicionado pelo painel de especialistas

Fonte: AREVA, 2013c. Tradução nossa.

### 4.3 Análise da planta experimental e aplicação do PGC

Esta seção utiliza uma avaliação realizada no risco potencial de perda de remoção de calor de decaimento de longo prazo durante uma parada para reabastecimento da planta experimental. A avaliação inclui estruturas, sistemas e equipamentos da planta que são necessários para manter os parâmetros da planta dentro de um estado seguro e estável durante as interrupções de reabastecimento. Isso envolve os seguintes sistemas de linha de frente:

- a) sistema de remoção de calor residual
- b) sistema de resfriamento da piscina de combustível

Além disso, o sistema de água de segurança (que atua como dissipador de calor final), o sistema de água de resfriamento de componentes, o sistema de resfriamento secundário de combustível e a energia elétrica de corrente alternada e corrente contínua servem como sistemas secundários/de suporte para o sucesso da remoção do calor de decaimento de longo prazo.

O esforço de desenvolvimento de dados para a avaliação utilizada envolveu a geração de dados de confiabilidade apropriados para cada evento no modelo integrado da planta. Para modelos de sistema, foram necessários valores de dados para falhas postuladas de componentes. Dados genéricos de fontes da indústria publicamente disponíveis forneceram a base inicial para essas taxas de falha. Essa avaliação da planta experimental não incluiu o desempenho específico da planta no desenvolvimento de dados, uma vez que a instalação não está funcionando no momento.

#### 4.3.1 Objetivos da aplicação do PGC no sistema selecionado

O objetivo da aplicação do PGC desenvolvido neste trabalho, com os requisitos regulatórios da NRC, na remoção de calor de decaimento de longo prazo durante uma parada para reabastecimento da planta experimental, é fornecer garantia razoável das seguintes considerações:

- e) O sistema é projetado, construído e operado de acordo com as premissas e percepções de risco para SSC de risco significativo;
- f) os SSCs de risco significativo são selecionados e mantidos para que não se degradem a um nível inaceitável durante a vida útil da planta;

- g) a frequência de desafios (transitórios) a SSCs de risco significativo é minimizada;
- h) esses SSCs funcionarão de forma confiável quando desafiados.

Objetivos referentes à rentabilidade não são preponderantes no PGC proposto, por se tratar de um PGC para um sistema de uma planta com propósito de testar e comissionar o projeto e operação da instalação, mesmo considerando a necessidade de se realizar análises de custo/benefício para justificar e priorizar mudanças, modificações e melhorias no sistema durante o projeto e a operação.

#### 4.3.2 Desenvolvimento dos modelos

Conforme já mencionado, o TECDOC-1264 aponta que os modelos desenvolvidos para fornecer as relações entre a confiabilidade e a disponibilidade de componentes individuais durante o processo de projeto assumem muitas formas diferentes, entre eles as árvores de falhas. A modelagem do sistema para a avaliação utilizada para aplicação do PGC usou modelos detalhados de árvore de falhas para os sistemas chamados na lógica superior da árvore de eventos para operações de desligamento. Essas árvores de falhas, por sua vez, acionam sistemas de suporte, como sistemas de energia e refrigeração necessários para a sua operação. Esses sistemas de suporte também foram analisados com árvores de falhas detalhadas. Esses modelos detalhados de árvore de falhas foram usados para gerar conjuntos de corte de falha do sistema.

O nível de detalhe da árvore de falhas foi baseado nos dados do modo de falha disponíveis. As seguintes regras básicas foram especificadas para definir os limites dos modelos de árvore de falhas:

- a) os limites do sistema terminam na terminação do sistema, na descarga do tubo ou no disjuntor elétrico ou no ponto onde outro modelo é iniciado;
- b) linhas de drenagem e linhas de teste foram modeladas como possíveis caminhos de divergência quando maiores que um quarto do diâmetro do coletor principal. Se menor que isso, todas as linhas que apresentam uma ameaça significativa com base na avaliação das diferenças de pressão e

- critérios de sucesso da taxa de fluxo do sistema do qual o fluxo seria desviado são incluídas;
- c) a instrumentação só foi modelada quando controlava ou influenciava diretamente a operação do sistema. Em termos simples, a instrumentação funcional é necessária, enquanto a instrumentação informacional não;
  - d) tubulação ou componentes que não são usados ou não fornecem meios de falha do sistema foram excluídos. Uma exceção foi as tubulações e componentes que apresentaram potenciais caminhos de Acidente de Perda de Refrigerante em Sistemas de Interface (ISLOCA, do inglês *interfacing systems loss of coolant accident*). Todas as possíveis vias de ISLOCA foram identificadas e avaliadas;
  - e) uma vez que os limites foram desenvolvidos, um diagrama simplificado foi gerado para indicar o que está incluído no modelo do sistema. Como alguns modelos podem cruzar as linhas do sistema, os diagramas de fluxo normais não são aceitáveis para definir o modelo de árvore de falhas.

Ações humanas e/ou testes e/ou eventos de manutenção foram modelados no nível mais alto possível na árvore. Os modos de falha dos componentes foram divididos no nível de detalhe consistente com o banco de dados. Os loops lógicos no modelo foram resolvidos usando as seguintes etapas:

- a) determinando onde o loop acontece;
- b) usando o raciocínio dedutivo para determinar o sistema-chave;
- c) modelando portas especiais para os sistemas que são inseridos no sistema de chave que não contém falhas do sistema de chave;
- d) sem incluir o sistema líder, transferindo para os outros sistemas o modelo de sistema de chave normal.

Os eventos de indisponibilidade de teste e manutenção foram avaliados no nível do trem ou similar. A indisponibilidade, no entanto, foi baseada em práticas de manutenção de componentes individuais no grau prático. Como as práticas de teste e manutenção não estão totalmente estabelecidas para a planta experimental, presumiu-se que os principais equipamentos serão testados e mantidos de acordo com práticas semelhantes às empregadas nas plantas atualmente em operação e que os cronogramas



de teste/manutenção serão escalonados para garantir a melhor confiabilidade do equipamento.

Alguns sistemas estão operando no início do evento inicial. A lógica foi desenvolvida para operar equipamentos (bombas, válvulas de retenção abertas) que abordam o potencial de falha devido a uma parada inadvertida (perda de energia) ou falha subsequente de trens redundantes devido a falhas consequentes (fluxo reverso).

Falhas passivas de tubulações e fiação elétrica não foram modeladas, exceto em casos especiais (por exemplo, iniciando eventos, sistema de interface LOCA). Ao desenvolver os eventos de causa comum para inclusão no modelo do sistema, as seguintes regras básicas e suposições foram especificadas:

- a) Falhas de causa comum de componentes semelhantes em diferentes sistemas são consideradas inconcebíveis e não foram modeladas;
- b) O potencial para falhas de causa comum de componentes ativos semelhantes, incluindo válvulas de retenção, em trens de sistemas redundantes foi incluído;
- c) Nos casos em que houve mais de um componente semelhante em trens redundantes, os eventos foram combinados por função e localização relativa dentro do sistema (ou seja, válvula de retenção de descarga da bomba, válvula de retenção do coletor de sucção etc.);
- d) Componentes complexos, bombas e geradores a diesel podem exigir que a falha de causa comum seja dividida em um nível mais preciso. Falha de causa comum de subcomponentes semelhantes foram consideradas para componentes importantes.

Os intertravamentos de componentes foram explicitamente modelados. As válvulas manuais que se abrem sem a ação do operador são consideradas inconcebíveis e não foram abordadas. Ruptura e vazamento são considerados para algumas avaliações de eventos iniciais. Se um subelemento da válvula for testado uma vez por trimestre, o subelemento pode receber um tempo de exposição menor e os demais elementos da válvula podem receber o intervalo de teste de operação positiva mais longo. A contribuição de falha de causa comum completa é atribuída ao modo de falha do operador e nenhuma falha de causa comum é atribuída ao modo de falha da carroceria.

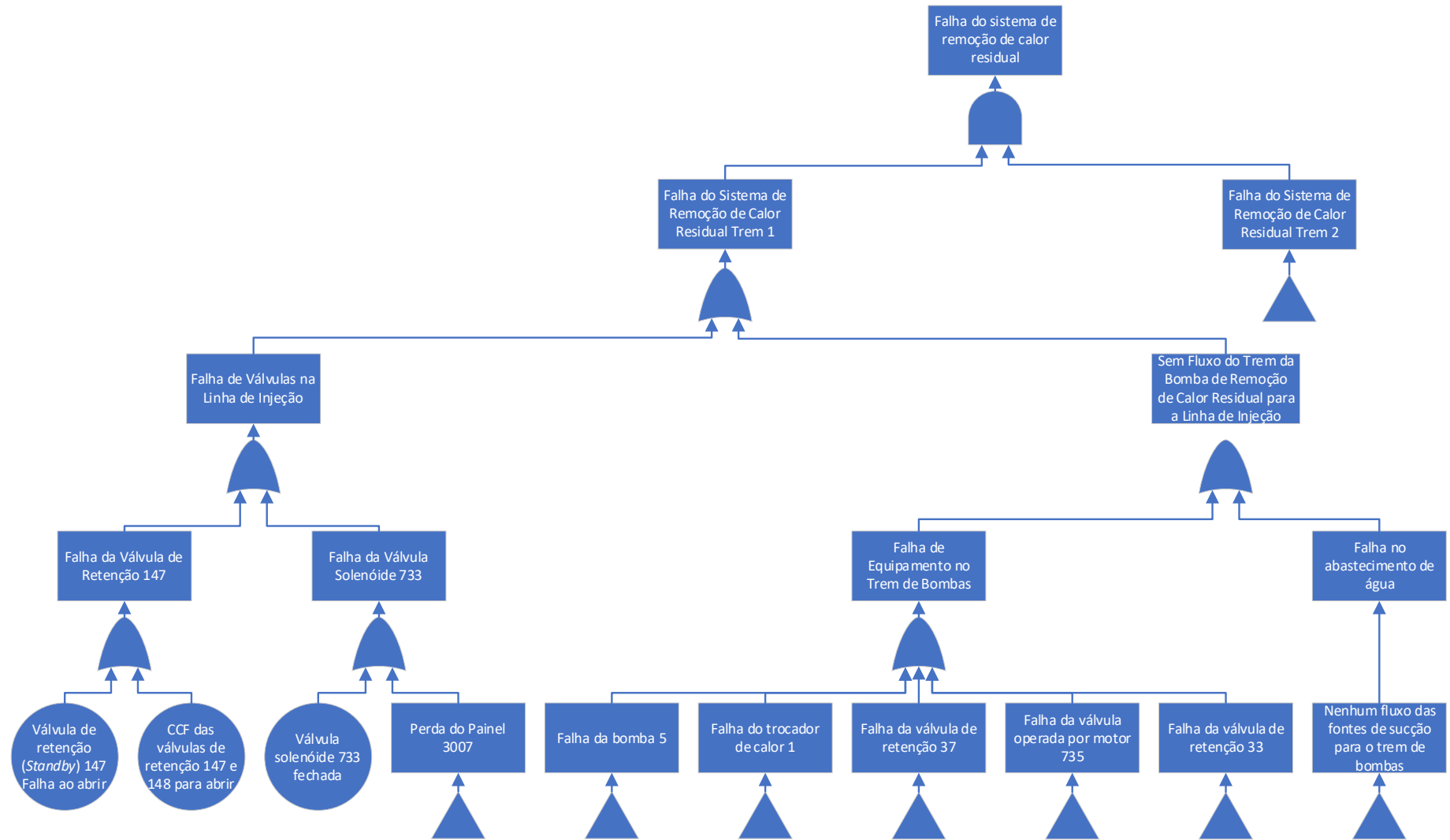
Os modelos para este estudo são totalmente vinculados e incluem dependências explicitamente. O software FaultTree+ foi usado para gerar, manter e resolver os modelos. Os modelos foram primeiro montados e revisados em uma base de sistema para garantir a exatidão, então os modelos de sequência de acidentes foram inseridos e combinados com os modelos de nível de sistema para produzir uma árvore de falha geral vinculada a partir da qual os conjuntos de corte de sequência foram gerados.

Na Figura 9 é ilustrado um extrato da modelagem do software FaultTree+ de uma árvore de falhas para as fases de desligamento da planta, considerando como evento topo a falha do sistema de remoção de calor residual.

#### 4.3.3 Identificação e priorização de SSCs

A importância relativa de sistemas e componentes, eventos iniciais etc. foram calculados a partir dos *cut sets* da frequência de dano central no desligamento da planta experimental. Os SSCs de risco significativo foram julgados com base no valor de RAW, RAW de CCF ou Fussell-Vesely (FV) do respectivo SSC, calculados com o software FaultTree+, conforme descrito no item 2.1.7 desta dissertação. Componentes com valor do RAW igual ou superior a dois, valor do RAW de CCF igual ou superior a 20 ou FV igual ou superior a 0,005 foram considerados de risco significativo. Os resultados desta identificação de SSCs são apresentados no capítulo 5 desta dissertação.

Figura 9 – Extrato do modelo de árvore de falha do sistema de remoção de calor residual para avaliação de desligamento da planta



## **5 RESULTADOS E DISCUSSÃO**

Este capítulo consiste na apresentação dos dados obtidos na análise executada no capítulo 4, na aplicação do PGC realizada e no relato dos fatos observados no trabalho. São apresentados os resultados obtidos, de forma clara, concisa e lógica.

### **5.1 Revisão Crítica da análise do PGC da U.S. EPR**

Um dos pontos fortes do PGC da U.S. EPR, analisado no capítulo 4, é que demonstra de maneira bem clara como um PGC deve ser elaborado seguindo as normas da NUREG-0800 e as orientações do TECDOC-1264, principalmente quanto à forma de seleção dos SSCs de risco significativo, o que foi deveras útil para a implementação da metodologia apresentada no capítulo 3. Entretanto, diferentemente da proposta apresentada na metodologia desta dissertação, que propõe um PGC subsidiado por um modelo de RAM, o PGC da U.S. EPR utiliza as saídas da APS, apresentando resultados válidos perante as normas da NUREG-0800.

Entretanto, uma possível limitação da abordagem utilizada pela AREVA, é que a APS é restrita à modelagem dos sistemas de segurança. Em geral, as frequências dos eventos iniciadores saem de histórico. Assim, a princípio não se trabalha no nível de componente da planta com a APS para determinar em quais componentes trabalhar para garantir a confiabilidade de componentes, visto que haverá itens que podem ser de risco significativo para a planta, mas estarão fora do escopo e modelagem da APS.

Apesar de a APS fornecer informações importantes, ainda são insuficientes para o PGC. A RAM, utilizada na abordagem desta dissertação, por outro lado, fornece informações essenciais para a quantificação do custo das mudanças (e.g. quantidade de sobressalentes para cumprir o programa de manutenção, quantidade de pessoas necessárias, etc.). Entretanto, como já mencionado, a análise realizada nesta dissertação é limitada à documentação de segurança da U.S. EPR, disponibilizada pela NRC. Portanto é possível que o PGC da U.S. EPR seja mais abrangente.

Conforme foi visto na NUREG-0800, um dos objetivos do PGC é fornecer garantia razoável de que uma planta é projetada, construída e operada de maneira consistente com as percepções de risco e as principais suposições de métodos de análise probabilísticos e determinísticos, entre outros, usados para identificar e quantificar o risco. O PGC estudado explica como classificou os SSCs de risco significativo e apresenta sua classificação final em tabelas. Entretanto, apesar de reforçar os objetivos do PGC segundo a NUREG-0800 em seu documento, e explicar como devem ser alcançados, não foi identificado no documento a afirmação ou demonstração de que a planta foi projetada e será construída e operada de maneira consistente com as percepções de risco e suposições de métodos de análise probabilísticos e determinísticos. Se o PGC não fornece essa garantia razoável, então não está alcançando um dos seus objetivos. Ainda assim, o PGC da U.S. EPR apresenta as percepções de risco e as principais suposições de métodos de análise probabilísticos e determinísticos, entre outros, usados para identificar e quantificar o risco.

Outro objetivo do PGC visto na NUREG-0800 é fornecer garantia razoável de que os SSCs do PGC não se degradam a um nível inaceitável de confiabilidade, disponibilidade ou condição durante as operações da planta. Já esse objetivo pode ser observado, ainda que de maneira genérica, na seguinte afirmação encontrada no quarto parágrafo do item 17.4.1 do PGC da EPR:

*The activities for the second stage will be integrated into relevant existing programs, such as maintenance rule, surveillance testing, inservice inspection, inservice testing, and quality assurance (QA). Individual component reliability may change throughout the course of plant life because of a number of factors, including aging and changes in suppliers and technology. Plant programs will provide reasonable assurance that the reliability of SSC will remain acceptable (AREVA, 2013c).*

O objetivo seguinte do PGC, determinado pela NUREG-0800, é fornecer garantia razoável de que a frequência de transientes que desafiam os SSCs citados anteriormente seja minimizada. O PGC da EPR apresenta, em suas tabelas, os modos de falha dominantes dos SSCs de risco significativo, cujas medidas de importância para cada evento estudado podem ser identificadas nas tabelas da seção 19.1 do FSAR do EPR. Entretanto, a despeito dos valores das medidas de importância apresentados, não foi identificada a afirmação ou demonstração de que a frequência de transientes que desafiam tais SSCs foi minimizada. Portanto, tal qual no primeiro objetivo estudado, sem essa

garantia, esse PGC não alcança outro de seus objetivos. Porém, os modos de falha apresentados tornam possível realizar essa minimização da frequência de transientes, e é possível que tenha sido realizada, a despeito da ausência desta afirmação.

O último objetivo do PGC, conforme instruções na NUREG-0800, é fornecer garantia razoável de que esses SSCs funcionarão de forma confiável quando desafiados. Conforme já dito, o resultado do estudo dos “desafios”, transientes, ou eventos sobre os SSCs pode ser verificado nas tabelas do FSAR do EPR. Porém, assim como no objetivo anterior, também não foi identificada afirmação ou demonstração para alcançar esse objetivo, no PGC estudado. É possível que através de uma análise mais aprofundada no FSAR, possa se concluir que os SSCs do PGC realmente funcionarão de forma confiável quando desafiados. Todavia entende-se que a garantia razoável solicitada neste último objetivo deve estar clara no PGC.

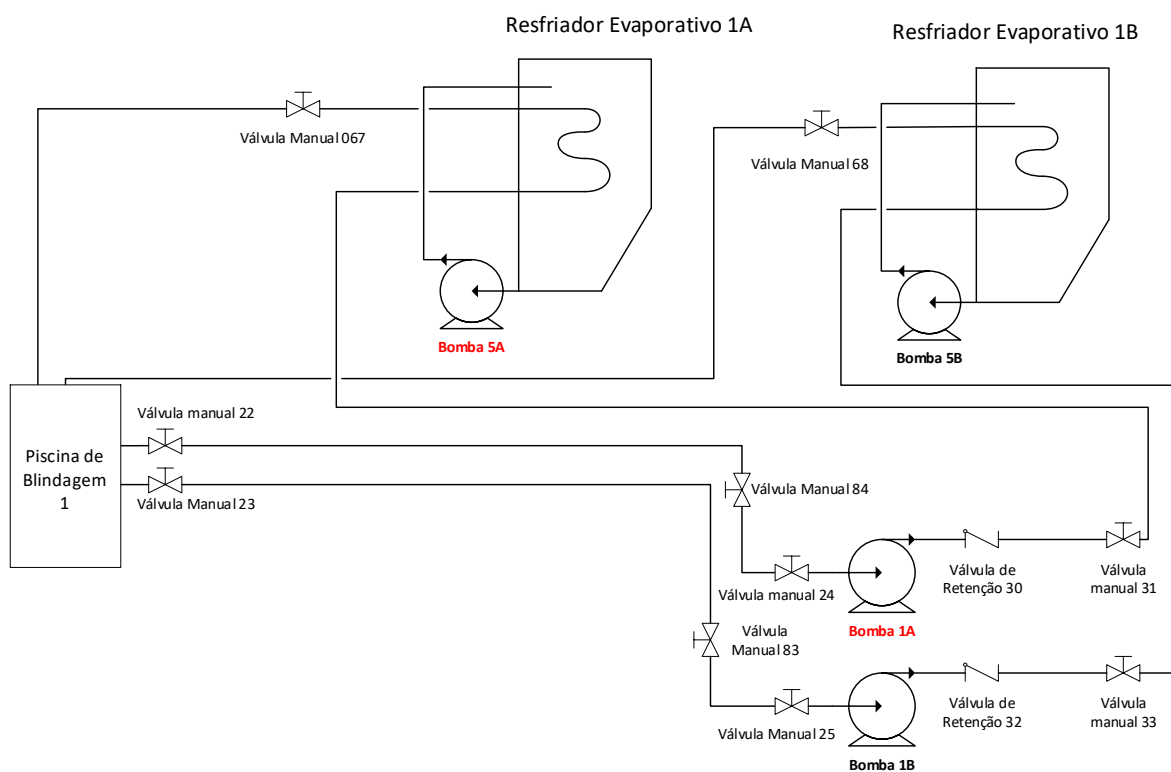
## **5.2 Aplicação do PGC para a identificação de SSCs de risco significativo**

Conforme mencionado no capítulo 4, o objetivo da aplicação do PGC na remoção de calor de decaimento de longo prazo durante uma parada para reabastecimento da planta experimental, foi fornecer garantia de que os níveis de projeto de segurança, confiabilidade, disponibilidade e manutenibilidade para todos os SSCs do sistema atendem a todos os requisitos regulatórios, são proporcionais à sua importância para a segurança, confiabilidade, risco e economia (PGC-P) e são mantidos ao longo da vida da planta (PGC-O). Lembra-se que o objetivo referente à rentabilidade não foi considerado por se tratar de um PGC em uma planta cujo propósito é testar e comissionar o projeto e operação da instalação.

Fornece-se no APÊNDICE a tabela com a entrada da avaliação no sistema para o PGC aplicado para a identificação de SSCs de risco significativo da remoção de calor de decaimento de longo prazo durante uma parada para reabastecimento da planta nuclear experimental, que foi realizada no capítulo 4 desta dissertação, seguindo a metodologia apresentada no capítulo 3, também desta dissertação, de acordo com o julgamento das medidas de importância especificado. Foram analisados 393 modos de falha que culminaram na identificação de 148 componentes de risco significativo. Os valores em vermelho são os que classificaram o contribuinte como de risco significativo.

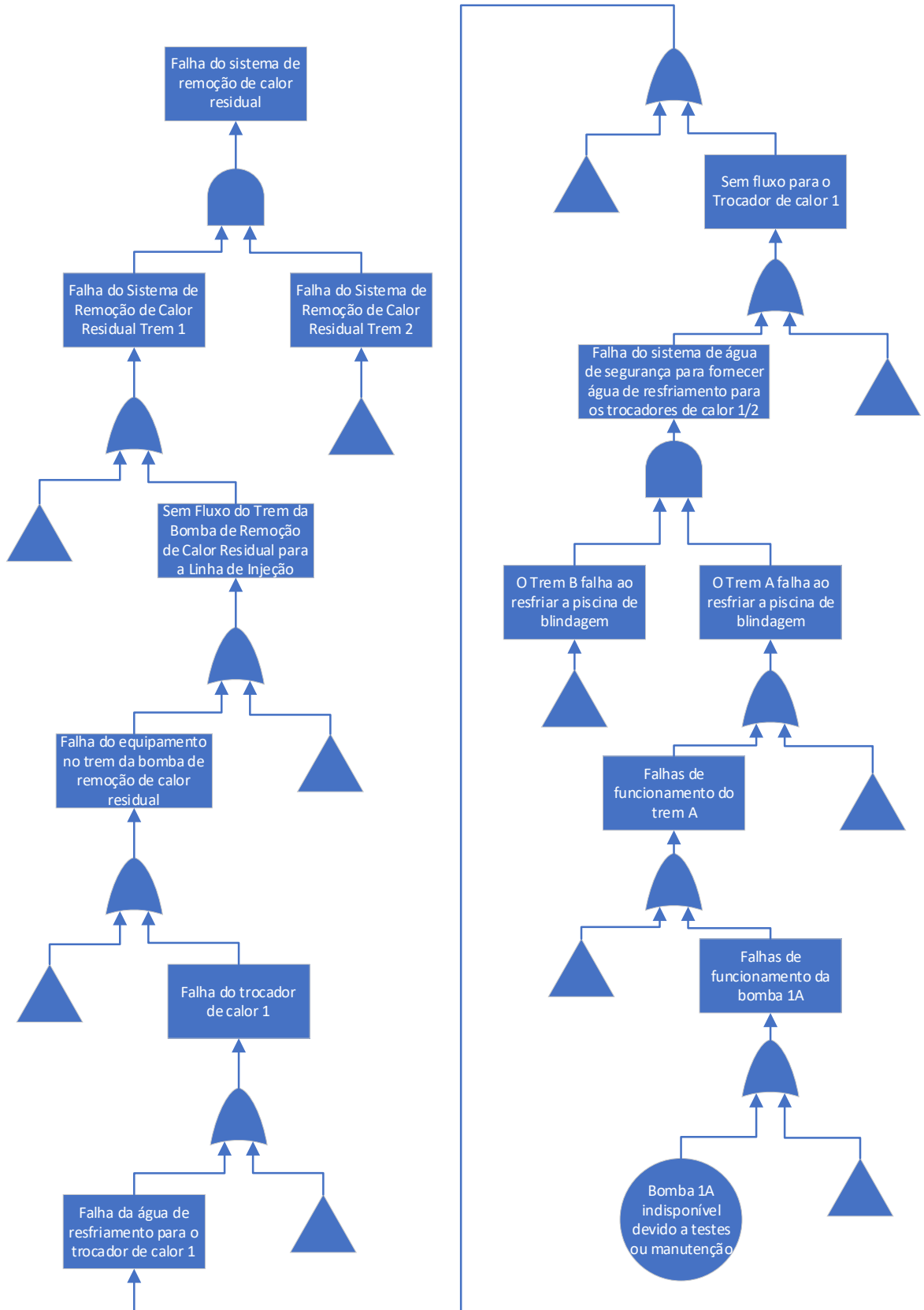
Nota-se que os componentes com maiores medidas de importância Fussell-Vesely (FV), ou seja, com maiores contribuições fracionárias para o risco, são as bombas 1A e 5A do sistema de água de segurança, em situação de indisponibilidade devido a testes ou manutenção, com valores de 0,1371. Para facilitar a compreensão da importância do equipamento, um desenho representativo de parte do modelo do sistema de água de segurança, conforme abordado na avaliação, é apresentado pela figura xxx, que mostra os equipamentos, válvulas e instrumentação do sistema de água de segurança, incluindo as bombas 1A e 5A e 1B e 5B que estão entre os componentes com maior FV. Por exemplo, se a bomba 1A falhar, teremos uma falha de funcionamento de todo o seu trem de resfriamento para resfriar a piscina de blindagem.

Figura 10 – Diagrama representativo do limite de avaliação do sistema de água de segurança (subsistema de resfriamento de segurança)



Para ilustrar essa situação, na Figura 11 demonstra-se em um extrato da árvore de falha como a bomba 1A contribui para o evento de topo. Neste exemplo, o evento básico da bomba 1A indisponível devido a testes ou manutenção é apresentado no círculo embaixo à direita na figura.

Figura 11 – Contribuição da bomba 1A indisponível devido a testes ou manutenção para o risco.





A bomba 1A indisponível ou outros eventos básicos identificados pela porta de transferência (o triângulo à direita do círculo) acarretam falhas de funcionamento da bomba 1A (identificadas pelo evento intermediário apresentado no retângulo acima do portão **OU** logo acima do evento básico). Esses outros eventos identificados pelo triângulo, como a falha da bomba (operando) ao executar, CCF das bombas 1A e 1B ao operar ou falta de energia no centro de controle de motor de 460 VCA 013 (assim como outros eventos identificados pelos outros triângulos na figura), não estão presentes neste extrato da árvore apresentado na figura, mas foram inclusos no estudo. A sequência de eventos apresentada na figura tem como consequência a ocorrência do evento topo desta árvore de falhas, ou seja, a falha do sistema de remoção de calor residual.

Algo notável nesta sequência de eventos é o fato de a grande maioria dos portões serem do tipo **OU** (ou seja, apenas a ocorrência de um evento abaixo do portão é necessário para a ocorrência do evento acima do portão). Os únicos portões **E** são para a falha do sistema de água de segurança para fornecer água de resfriamento para os trocadores de calor 1 e 2, que só ocorrerá se o trem A e o trem B falharem ao resfriar a piscina de blindagem, e para o evento topo, que só ocorrerá com a falha do trem 1 e do trem 2 do sistema de remoção de calor residual.

Entretanto, em relação ao primeiro portão **E** citado, neste extrato é apresentada a sequência de falhas relativas apenas ao trocador de calor 1 (que causará a falha do trem 1, logo abaixo do evento topo), sendo que o trocador de calor 2 também falhará no advento da falha do sistema de água de segurança para fornecer água de resfriamento para os trocadores de calor. Observando-se a árvore de falhas completa (não foi possível apresentá-la nesta dissertação devido ao seu tamanho) se notará uma série de eventos acima da falha do trocador de calor 2 (similares à apresentada no extrato para o 1), todos interconectados por portões **OU**, que acarretarão a falha do trem 2 do sistema de remoção de calor residual (o outro trem logo abaixo do evento topo). Ou seja, a despeito do portão **E** logo abaixo do evento topo, se ocorrer a falha do sistema de água de segurança para fornecer água de resfriamento para os trocadores de calor 1 e 2, então ocorrerá o evento topo. Esta análise vai ao encontro do fato de a bomba 1A apresentar o maior F-V calculado nesta avaliação.

É interessante notar que, apesar de a avaliação incluir vários diferentes sistemas, e que o evento topo da árvore de falhas elaborada ser de apenas um dos sistemas

específicos (falha do sistema de remoção de calor residual), os componentes com maior FV são de outro sistema – sistema de água de segurança. Vê-se aí a necessidade de realizar uma avaliação o mais abrangente possível para cada possível transiente, sempre considerando sistemas e equipamentos da planta que são necessários para manter os parâmetros da planta dentro de um estado seguro e estável, e alimentando corretamente o software que fará os devidos cálculos da avaliação.

Outro ponto interessante é notar que o evento com maior F-V para a árvore de falhas avaliada não se trata especificamente de uma falha – como uma falha ao iniciar o equipamento, falha ao operar, vazamento ou entupimento – mas sim uma situação de indisponibilidade do equipamento devido a testes ou manutenção. Este resultado reforça a necessidade de se avaliar cada situação em que o componente não irá operar.

Os componentes com maiores medidas de importância de valor de realização de risco (RAW), ou seja, com maior aumento do risco se o componente for removido, falhar ou tornar-se completamente não confiável, são os seguintes:

- a) as válvulas de segurança 1594 e 1628, em um modo de falha abertas;
- b) o tanque 1, com vazamento;
- c) as válvulas manuais 37 e 64, com ruptura.

Esses componentes pertencem ao Sistema de Resfriamento de Componentes Primário e possuem o valor de RAW de 1990,12. Percebe-se aqui mais uma vez valores máximos de uma medida de importância de componentes de um sistema diferente do sistema do evento de topo da árvore de falhas.

Finalmente, os componentes com maiores medidas de importância de valor de realização de risco de falhas de causa comum (RAW de CCF), que refletem o aumento relativo na CDF/LERF se o conjunto de componentes incluídos no evento de causa comum ficar indisponível, também com valores de 1990,12, são os seguintes:

- a) o par de bombas 1A e 1B do Sistema de Resfriamento de Componentes Primário, por CCF ao iniciar e CCF na operação;
- b) as bombas 5 e 6 e as bombas 7 e 8, ambos os pares do Sistema de Remoção de Calor Residual, sendo ambos por CCF ao iniciar e CCF na operação;
- c) os trocadores de calor 1A e 1B do Sistema de Resfriamento de Componentes Primário, por CCF de entupimento;

- d) os trocadores de calor 1 e 2 do Sistema de Remoção de Calor Residual, por CCF de entupimento;
- e) os seguintes pares de válvulas de retenção, do Sistema de Remoção de Calor Residual, por CCF de abertura de válvulas:
  - 147 e 148;
  - 166 e 167;
  - 40 e 41;
  - 37 e 38;
  - 33 e 34.

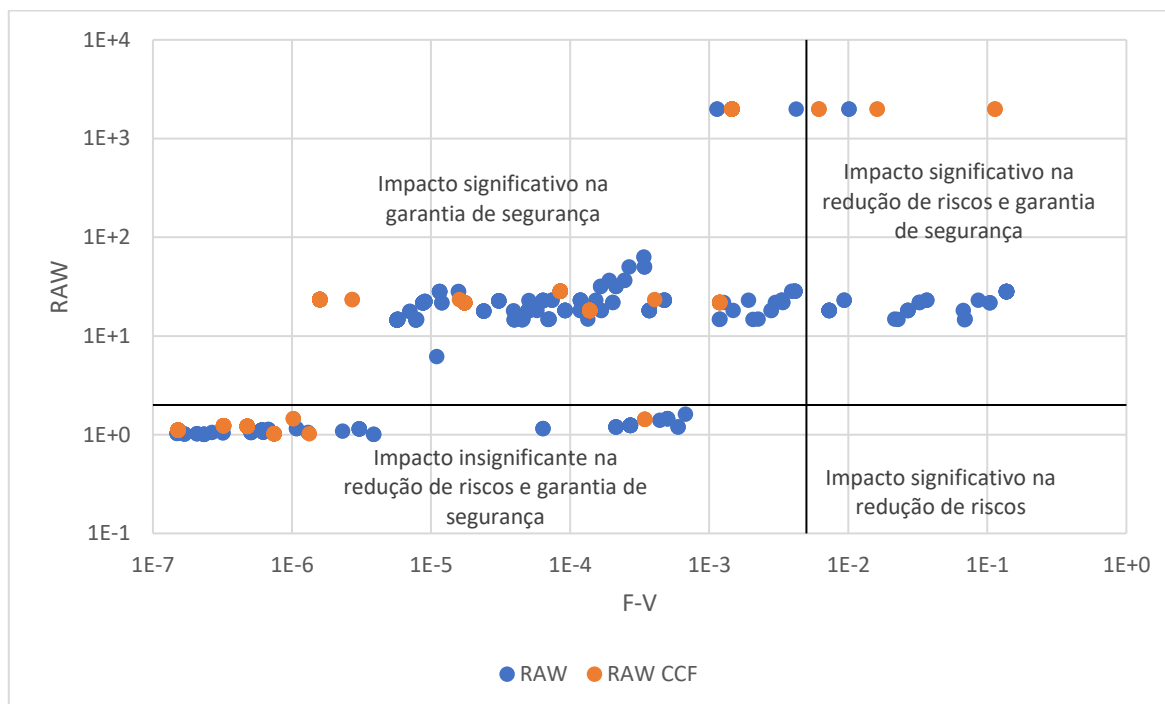
Um ponto aqui em que poderia ser interessante realizar estudos mais aprofundados é o fato de o software apresentar como resultado vários componentes com exatamente o mesmo valor máximo de RAW de CCF (1990,12), sendo inclusive o mesmo valor que o valor máximo de RAW de componentes que não são CCF.

O gráfico apresentando a entrada da avaliação no PGC aplicado para identificação de SSCs de risco significativo seguindo a abordagem apresentada no item 2.1.7.4 desta dissertação é apresentado na Figura 12. Pode-se notar neste gráfico uma certa agregação de resultados em três grupos de valores de RAW: um superior (são os SSCs com valores 1990,12), um com valores entre 10 e 100 e um inferior com valores entre 1 e 2. Entretanto, não foi encontrada uma lógica explícita apenas analisando superficialmente os dados utilizados, e seriam necessários estudos mais aprofundados nesta avaliação para explicar tal agregação. Nota-se também uma ligeira tendência de aumento dos valores de RAW ao se aumentarem os valores de FV.

Observa-se no gráfico que todos os SSCs considerados de risco significativo estão nos quadrantes superiores do gráfico, ou seja, têm uma influência importante no potencial de garantia de segurança. O objetivo do PGC para estes SSCs deve ser:

- a) garantir que o risco não aumente;
- b) proteger contra a deterioração do desempenho (manutenção e capacidade de manutenção aprimoradas e tempo fora de serviço minimizado).

Figura 12 – Uso de medidas de importância para categorizar SSCs



Destes SSCs, os que estão no quadrante do lado direito têm uma influência importante também no potencial de redução de risco. O objetivo do PGC para estes SSCs específicos também deve incluir:

- a) tornar o risco presente menor;
- b) receber a maior atenção na busca de possíveis melhorias (modificações do sistema).

É importante salientar que os SSCs no quadrante inferior esquerdo do gráfico não estão presentes na tabela do APÊNDICE pois, como têm valores de FV menor do que 0,005 e RAW menor do que 2, não são considerados de risco significativo nesta avaliação.

O próximo passo do PGC, de acordo com a metodologia apresentada nesta dissertação, seria o envio da lista de SSCs apresentada no APÊNDICE para o painel de especialistas estabelecido para o PGC proposto, com o objetivo de avaliar as entradas qualitativas e quantitativas relacionadas aos SSCs de risco significativo. O painel de especialistas usaria então sua experiência e insights do modelo de RAM usado para elencar os SSCs do PGC, para desenvolver a lista final de SSCs de risco significativo.

Seguindo as orientações da seção 2.4 desta dissertação, deve ser feito um estudo nos SSCs para efetuar melhorias de desempenho nos mesmos. Conforme o item

2.4.6, isso seria feito através de reduções nas taxas de falhas e no tempo médio de inatividade, procurando entender e identificar as causas da indisponibilidade e incluindo o exame das opções de confiabilidade e manutenção, sempre determinando o foco principal caso a caso.

O estudo da alteração do desempenho dos SSCs será então usado para a modificação do modelo de RAM, para refletir as mudanças propostas, conforme o item 2.4.7. Essas alterações serão usadas para se realizar a avaliação de custo/benefício proposta no item 2.4.8 que, se for favorável, deve ser feita a implementação das mudanças propostas, conforme o item 2.4.10.

## 6 CONCLUSÕES

A metodologia do PGC preliminar, que pôde ser implementada através da ampla pesquisa bibliográfica realizada, estabelece os passos necessários para sua aplicação, passíveis de serem seguidos, visto que foi possível fazê-lo com os dados da avaliação estudada referente à remoção de calor de decaimento de longo prazo da planta experimental analisada neste trabalho, que foram suficientes para entrada no PGC. Com esta metodologia foi possível identificar os sistemas, estruturas e componentes (SSCs) de risco significativo para o PGC aplicado e os com maiores medidas de importância para a ocorrência do evento de topo da árvore de falhas elaborada na avaliação estudada.

Também foi possível identificar os SSCs analisados que são de impacto insignificante na redução de riscos e garantia de segurança nesta análise, assim como os que têm uma influência importante no potencial de garantia de segurança, para os quais o objetivo do PGC deve ser garantir que o risco não aumente e proteger contra a deterioração do desempenho (manutenção e capacidade de manutenção aprimoradas e tempo fora de serviço minimizado). Destes últimos, foram identificados os que têm uma influência importante também no potencial de redução de risco, sendo que o objetivo do PGC para eles deve ser tornar o risco presente menor e receber a maior atenção na busca de possíveis melhorias (modificações do sistema).

Referente aos resultados apresentados no trabalho, uma recomendação a ser feita seria realizar estudos mais aprofundados no fato de o software FaultTree+ apresentar como resultado vários componentes com exatamente o mesmo valor máximo de RAW de CCF (1990,12), sendo inclusive o mesmo valor que o valor máximo de RAW de componentes que não são CCF.

O PGC subsidiado por um modelo de RAM poderá trabalhar com as relações lógicas entre cada componente da planta para seus efeitos na geração de energia e com a previsão quantitativa da magnitude de cada contribuinte para a ocorrência de eventos de alto nível. Assim, pode-se concluir que a metodologia implementada pode ser aplicável em toda a planta experimental. Desta forma, será possível implementar o PGC na planta, o que fornecerá uma maneira estruturada de atender aos requisitos regulatórios para seu

licenciamento, ao mesmo tempo em que complementar o relatório de análise de segurança da planta, que deverá conter o PGC, e alcançar um alto nível de segurança, confiabilidade e economia.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AREVA. Probabilistic Risk Assessment. **U.S. EPR Final Safety Analysis Report**, 19.1. Lynchburg, VA, 24 Sep. 2013a. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1326/ML13262A290.html>>. Acesso em 06 jul 2023.

AREVA. Quality Assurance and Reliability Assurance. **U.S. EPR Final Safety Analysis Report**, Chapter 17. Lynchburg, VA, 24 Sep. 2013b. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1326/ML13262A268.html>>. Acesso em 06 jul. 2023.

AREVA. Reliability Assurance Program. **U.S. EPR Final Safety Analysis Report**, 17.4. Lynchburg, VA, 19 Jul. 2013c. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1322/ML13220A976.pdf>>. Acesso em 06 jul. 2023.

AUGUST, J. K. Developing the Initial Reliability Assurance Program (RAP) for Maintenance in New Nuclear Plants. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR ENGINEERING, 20th, July 30 - August 3, 2012, Anaheim, CA. **Proceedings...** American Society of Mechanical Engineers. p. 9-21.

BARRY, K. **Advanced Nuclear Technology**: Design Reliability Assurance Program Implementation Guidance. Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute, Dec. 2011. (1023008)

BUSSE, A.L.; MOREIRA, J. M. L.; OZEK, T. Y. B.; SILVA, L. G. G. Avaliação sistêmica de tolerância a falhas em sistemas de proteção de reatores nucleares. **Revista Tecnologia e Sociedade**, v. 16, n. 42, p. 58-74, 2020. Disponível em: <<https://periodicos.utfpr.edu.br/rts/article/view/9780>>. Acesso em: 08 nov. 2022.

CALDAS, G. H. F.; SCHIRRU, R. Controle do PZR de Angra 1 por meio de uma base de regras nebulosas construídas através de programação genética. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, 11-16 Aug. 2002, Rio de Janeiro, RJ. **Proceedings...** XIII National Meeting of Reactor Physics and Thermal Hydraulics, p. 1-1

DE CARVALHO, L. S.; NETO, J. M. O. Advanced Technology Application Station Blackout Core Damage Frequency Reduction – The Contribution of AN AC Independent Core Residual Heat Removal System. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON OPPORTUNITIES AND CHALLENGES FOR WATER COOLED REACTORS IN THE 21. CENTURY, 27-30 Oct. 2009, Vienna (Austria). **Proceedings...** International Atomic Energy Agency. Disponível em <[https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1500\\_CD\\_Web/htm/pdf/poster/5P01\\_J.%20M.%20Oliveira%20Neto.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1500_CD_Web/htm/pdf/poster/5P01_J.%20M.%20Oliveira%20Neto.pdf)>. acesso em 06 jul. 2023.



EGGLESTON, F. T. **Failure Modes and Effects Analysis (FMEA) of the Residual Heat Removal System. [PWR]**. Pittsburgh, PA: Westinghouse Electric Corp., Jan. 1976. (WCAP-8697).

FARD, R. F. **Resolution of Generic Safety Issues: Issue 70: PORV and Block Valve Reliability**. Rev. 3. Washington: Nuclear Regulatory Commission Dec. 2011. (NUREG-0933).

GROVE, E. J.; TRAVIS, R. J. **Effect of Aging on the PWR Chemical and Volume Control System**. June 1995, Washington (NUREG/CR-5954 BNL-NUREG-52410).

GROVER, M. S.; VAN HARDEVELD, T. International Standards on Maintainability and Supportability and Their Application to the Nuclear Industry. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON CANDU MAINTENANCE, 10th, May 25-27, 2014, Toronto, ON. **Proceedings...**

GUIMARÃES, L. S. Protótipos em terra de instalações propulsoras nucleares navais. **Revista marítima brasileira**, v. 118, p. 165, 1998.

HEWLETT, R. G.; DUNCAN, F. **Nuclear navy, 1946--1962**. Chicago: Atomic Energy Commission, 1974.

IAEA. **Design of Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants**. Vienna, Austria: 2020a. (SSG-34).

IAEA. **Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems for Nuclear Power Plants**. Vienna, Austria: 2020b. (SSG-56)

IAEA. **Reliability Assurance Programme Guidebook for Advanced Light Water Reactors**. Vienna, Austria: 2002. (TECDOC-1264).

CNEN. **Licenciamento de instalações nucleares**. Brasil: 2002. (CNEN NE 1.04).

ISHIDA, T.; IMAYOSHI, S.; YORITSUNE, T.; NUNOKAWA, H.; OCHIAI, M.; ISHIZAKA, Y. Development of in-vessel type control rod drive mechanism for marine reactor. **Journal of nuclear science and technology**, V. 38, n. 7, p. 557-570, 2001.

JHARKO, E. P. Towards quality assurance under developing safety important systems software for nuclear power plants. In: INTERNATIONAL RUSSIAN AUTOMATION CONFERENCE (RUSAUTOCON), September 9-16, 2018, Sochi, Russia. **Proceedings...** IEEE. p. 1-6.

LI, C.; FU, Z.; CHEN, Y.; SONG, W.; ZUO, J. Analysis on the reliability assurance program of advanced nuclear power plant operating. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON RELIABILITY, MAINTAINABILITY AND SAFETY (ICRMS), 10th, Aug. 6-8, 2014, Guangzhou, China. **Proceedings...** IEEE, 2015. p. 1008-1011.

LIU, Q.; NAKATA, K.; FURUTA, K. Interface design for the electrical and hydraulic control system of nuclear power plants. In: CONFERENCE ON HUMAN FACTORS AND POWER PLANTS, 7th, Sep. 19 2002, Scottsdale, AZ. **Proceedings...** IEEE p.4.

MARTINS, M. R. **Considerações sobre análise de confiabilidade e risco**. 2013. 900 p. Tese (Livre Docência) Universidade de São Paulo, São Paulo.

MODARRES, M.; KAMINSKIY, M. P.; KRIVTSOV, V. **Reliability engineering and risk analysis: a practical guide**. 3. Ed. Boca Raton, FL: CRC, 2016.

NUCLEAR ENERGY INSTITUTE. **Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants**. Revision 4a, 2011. (NUMARC 93-01).

NUCLEAR POWER. Cooling of Spent Fuel Pool. 2023a. Disponível em <<https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/spent-fuel-pool/cooling-of-spent-fuel-pool/>>. Acesso em 02 jun. 2023.

NUCLEAR POWER. Feedwater Heating System – Heat Regeneration. 2022a. Disponível em <<https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/turbine-generator-power-conversion-system/feedwater-heating-system-heat-regeneration/>>. Acesso em 18 nov. 2022.

NUCLEAR POWER. Deaerator – Operating Principle. 2023b. Disponível em <<https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/turbine-generator-power-conversion-system/deaerator-operating-principle/>>. Acesso em 30 jan. 2023.

NUCLEAR POWER. Principle of Operation of Turbine Generator. 2022b. Disponível em <<https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/turbine-generator-power-conversion-system/principle-of-operation-of-turbine-generator/>>. Acesso em 18 nov. 2022.

SLOAN, S. M. [**Correspondência**]. Destinatário: U.S. Nuclear Regulatory Commission. Lynchburg, VA, 11 Dec. 2007. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML0735/ML073520305.pdf>>. Acesso em: 27 fev. 2023.

SUTTON, I. **Process risk and reliability management**, Oxford, UK: Gulf Professional Publishing, 2015, second edition. Chapter 16, Reliability, Availability, and Maintainability. p. 667-688.

TESFAYE, G. Sr. [**Correspondência**]. Destinatário: Sandra M. Sloan. Lynchburg, VA. 25 fev. 2008. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML0803/ML080380357.pdf>>. Acesso em 27/02/2023.

TESFAYE, G. Sr. [**Correspondência**]. Destinatário: AREVA NP Inc. Lynchburg, VA. 26 mar. 2008b. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML0807/ML080790431.pdf>>. Acesso em 27/02/2023.

THROM, E. D. *Regulatory analysis for the resolution of Generic Issue 94, "Additional low-temperature overpressure protection for light-water reactors"*. Washington: Nuclear Regulatory Commission, Dec. 1989. (NUREG-1326).

U.S. ENERGY INFORMATION ADMINISTRATION. Nuclear power plants. 2022. Disponível em <<https://www.eia.gov/energyexplained/nuclear/nuclear-power-plants.php>>. Acesso em 16 set. 2022.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *§ 50.65 requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants. U.S.NRC*. United States: NRC, 24 Mar. 2021a. (10 CFR 50.65)

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Appendix B to Part 50—Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants*. United States: NRC, 14 Jun. 2021b. (10 CFR 50)

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Combined license (COL). 2021c. Disponível em <<https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/combined-license-col.html>>. Acesso em 06 out. 2022.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Engineered Safety Features Actuation System. *CE Technology Cross Training*, Chapter 10.3. 8 Sep. 2011a. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1125/ML11251A030.pdf>>. Acesso em 6 jul. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Offgas System. *General Electric Systems Technology Manual*, Chapter 8.1. 23 Sep. 2011b. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1125/ML11258A351.pdf>>. Acesso em 6 jul. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Reactor Building Closed Loop Cooling Water System. *General Electric Systems Technology Manual*, Chapter 11.3. 23 Sep. 2011c. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1125/ML11258A378.pdf>>. Acesso em 6 jul. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Part 52—Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants*. United States: NRC, 21 Feb. 2023. (10 CFR 52)

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Reactor Regulating System. *CE Technology Cross Training*, Chapter 4. 8 Sep. 2011d. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1125/ML11251A018.pdf>>. Acesso em 6 jul. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Regulatory Guide 1.200: Acceptability of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities*. Rev. 3. Washington: NRC, Dec. 2020.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Regulatory Guide 1.206: Combined License Applications for Nuclear Power Plants*. Rev. 1. Washington: NRC, 12 Oct. 2018.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Standard Review Plan: 14.3 Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria**. Washington: NRC, Mar. 2007. (NUREG-0800).

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Standard Review Plan: 17.4 Reliability Assurance Program (RAP)**. Rev. 1. Washington: NRC, May 2014. (NUREG-0800).

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Standard Review Plan: 17.5 Quality Assurance Program Description – Design Certification, Early Site Permit and New License Applicants**. Rev. 1. Washington: NRC, Aug. 2015. (NUREG-0800).

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **U.S. EPR Application Documents**. 2022a. Disponível em <<https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/large-lwr/design-cert/epr/reports.html>>. Acesso em 14 fev. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **U.S. EPR Project Overview**. 2022b. Disponível em <<https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/large-lwr/design-cert/epr/overview.html>>. Acesso em 14 fev. 2023.

WESTINGHOUSE; USNRC HRTD. Cooling Water Systems. **Westinghouse Technology Systems Manual**. 6.2. 2023. Disponível em <<https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11221A133.pdf>>. Acesso em 02 jun. 2023.

VESELY, W. E.; DAVIS, T. C. **Evaluations and utilizations of risk importances**. OH, United States: NRC, 1 Aug. 1985. (NUREG/CR-4377)

VETTORAZZI, J. L. **A importância do desenvolvimento do Laboratório de Geração Nucleoelétrica (LABGENE) para a construção do submarino de propulsão nuclear**. 2017. 63 p. Monografia (Curso de Altos Estudos de Política e Estratégia) Escola Superior de Guerra, Rio de Janeiro.

VRBANIC, I.; SAMANTA, P.; BASIC, I. **Risk Importance Measures in the Design and Operation of Nuclear Power Plants**. Upton, NY: Brookhaven National Lab., 2017. Chapter 4, Risk Importance Measures in NPP Risk Assessment.

WESTINGHOUSE. Emergency Fuel Pool Cooling System. **Nuclear Services/Field Services**, Cranberry Township, PA, NS-FS-0133, Jul. 2014. Disponível em <<https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/outage%20services/refueling%20services/NS-FS-0133%20Emergency%20Spent%20Fuel%20Cooling.pdf>>. Acesso em 06 mai. 2023.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Nuclear Power in the World Today. London, UK, May 2023. Disponível em <<https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>>. Acesso em 7 jul. 2023.

ZONG, C.; LI, Q.; ZHANG, J.; YU, X.; CHEN, D.; SONG, X. Sealing Optimization of a Nuclear Spring-Loaded Safety Valve Based on the E-AHF Ensemble Surrogate Model. In:

INTERNATIONAL JOINT CONFERENCE ON ENERGY, ELECTRICAL AND POWER ENGINEERING: COMPONENT DESIGN, OPTIMIZATION AND CONTROL ALGORITHMS IN ELECTRICAL AND POWER ENGINEERING SYSTEMS, November 5-7, 2021, Huangshan City, China. ***Proceedings...*** Springer Nature Singapore, 2022. p. 119-128.

**APÊNDICE – Tabela de entrada para a lista do PGC de Medidas de Importância**

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continua)

<b>Sistema</b>	<b>Descrição do componente</b>	<b>Modo de Falha</b>	<b>F-V</b>	<b>RAW</b>	<b>RAW CCF</b>
Água de Segurança	Bomba 1A	Indisponível devido a testes ou manutenção	0,1371	28,15	-
Água de Segurança	Bomba 5A	Indisponível devido a testes ou manutenção	0,1371	28,15	-
Remoção de Calor Residual	Bombas 5 e 6	Falha de causa comum ao iniciar	0,1132	-	1990,12
Remoção de Calor Residual	Bombas 7 e 8	Falha de causa comum ao iniciar	0,1132	-	1990,12
Resfriamento de Componentes Primário	Bombas 1A e 1B	Falha de causa comum ao iniciar	0,1132	-	1990,12
Água de Segurança	Bomba 1B	Indisponível devido a testes ou manutenção	0,1044	21,71	-
Água de Segurança	Bomba 5B	Indisponível devido a testes ou manutenção	0,1044	21,71	-
Remoção de Calor Residual	Válvula 735	Falha ao abrir	0,0860	22,96	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Resfriamento de Componentes Primário	Trem B	Indisponível devido a testes ou manutenção	0,0693	14,76	-
Resfriamento de Componentes Primário	Trem A	Indisponível devido a testes ou manutenção	0,0686	14,63	-
Remoção de Calor Residual	Válvula 736	Falha ao abrir	0,0669	18,12	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 5	Falha ao iniciar	0,0367	23,01	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 7	Falha ao iniciar	0,0367	23,01	-
Água de Segurança	Bomba 1B	Falha ao iniciar	0,0325	21,78	-
Água de Segurança	Bomba 5B	Falha ao iniciar	0,0325	21,78	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 6	Falha ao iniciar	0,0269	18,16	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 8	Falha ao iniciar	0,0269	18,16	-
Resfriamento de Componentes Primário	Bomba 1A	Falha ao iniciar	0,0228	14,67	-
Resfriamento de Componentes Primário	Bomba 1B	Falha ao iniciar	0,0216	14,81	-
Remoção de Calor Residual	Trocadores de calor 1 e 2	Falha de causa comum de entupimento	0,0161	-	1990,12

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Resfriamento de Componentes Primário	Trocadores de calor 1A e 1B	Falha de causa comum de entupimento	0,0161	-	1990,12
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula de segurança 1594	Válvula aberta	0,0101	1990,12	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula de segurança 1628	Válvula aberta	0,0101	1990,12	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 723	Falha ao abrir	0,0094	23,03	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 739	Falha ao abrir	0,0094	23,03	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 703	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 722	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 724	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 730	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 734	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 740	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1642	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1654	Falha ao abrir	0,0073	18,18	-



Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Remoção de Calor Residual	Bombas 5 e 6	Falha de causa comum na operação	0,0062	-	1990,12
Remoção de Calor Residual	Bombas 7 e 8	Falha de causa comum na operação	0,0062	-	1990,12
Resfriamento de Componentes Primário	Bombas 1A e 1B	Falha de causa comum na operação	0,0062	-	1990,12
Resfriamento de Componentes Primário	Tanque 1	Vazamento	0,0042	1990,12	-
Água de Segurança	Bomba 1A	Falha na operação	0,0041	28,28	-
Água de Segurança	Bomba 5A	Falha na operação	0,0041	28,28	-
Água de Segurança	Motor Elétrico da ventilação 8A	Falha na operação	0,0039	28,28	-
Água de Segurança	Bomba 1B	Falha ao operar após a primeira hora de operação	0,0034	21,80	-
Água de Segurança	Bomba 5B	Falha ao operar após a primeira hora de operação	0,0034	21,80	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 5	Falha na operação	0,0033	23,03	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 7	Falha na operação	0,0033	23,03	-
Água de Segurança	Motor elétrico de ventilação 8B	Falha na operação	0,0030	21,80	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Remoção de Calor Residual	Bomba 6	Falha ao operar após a primeira hora de operação	0,0028	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 8	Falha ao operar após a primeira hora de operação	0,0028	18,18	-
Resfriamento de Componentes Primário	Bomba 1B	Falha ao operar após a primeira hora de operação	0,0022	14,83	-
Resfriamento de Componentes Primário	Bomba 1A	Falha na operação	0,0021	14,69	-
Remoção de Calor Residual	Trocador de calor 1	Entupimento	0,0019	23,04	-
Remoção de Calor Residual	Trocador de calor 2	Entupimento	0,0015	18,18	-
Remoção de Calor Residual	Válvulas de retenção 147 e 148	Falha de causa comum de abertura de válvulas	0,0015	-	1990,12
Remoção de Calor Residual	Válvulas de retenção 166 e 167	Falha de causa comum de abertura de válvulas	0,0015	-	1990,12
Remoção de Calor Residual	Válvulas de retenção 33 e 34	Falha de causa comum de abertura de válvulas	0,0015	-	1990,12
Remoção de Calor Residual	Válvulas de retenção 37 e 38	Falha de causa comum de abertura de válvulas	0,0015	-	1990,12

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Remoção de Calor Residual	Válvulas de retenção 41 e 40	Falha de causa comum de abertura de válvulas	0,0015	-	1990,12
Água de Segurança	Válvula de retenção 32	Falha ao abrir	0,0013	21,81	-
Resfriamento de Componentes Primário	Trocador de calor 1B	Entupimento	0,0012	14,83	-
Água de Segurança	Bombas 1A e 1B	Falha de causa comum ao iniciar	0,0012	-	21,81
Água de Segurança	Bombas 5A e 5B	Falha de causa comum ao iniciar	0,0012	-	21,81
Resfriamento de Componentes Primário	Trocador de calor 1A	Entupimento	0,0012	14,69	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula Manual 037	Ruptura	0,0011	1990,12	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula Manual 064	Ruptura	0,0011	1990,12	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 1413	Circuito aberto	0,0005	23,04	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 1415	Circuito aberto	0,0005	23,04	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 1416	Circuito aberto	0,0005	23,04	-
Energia Elétrica de CC	Interruptor de desconexão 1410	Circuito aberto	0,0005	23,04	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Proteção do Protótipo	CPU da Unidade Lógica de Ação dos trens A e B	Falha de causa comum na operação	0,0004	-	23,40
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 2413	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 2416 do barramento de energia	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 2416 do centro de distribuição	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 2467	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CC	Disjuntor CC 2467	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CC	Interruptor de desconexão 2460	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CC	Interruptor de desconexão 2460	Circuito aberto	0,0004	18,18	-
Energia Elétrica de CA	Disjuntor de 460 VCA 0015	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0003	49,98	-
Energia Elétrica de CA	Interruptor de desconexão 0130	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0003	49,98	-
Energia Elétrica de CA	Barramento de segurança 001	Falha	0,0003	63,23	-
Energia Elétrica de CA	Centro de controle de motores de 460 VCA 013	Falha	0,0003	49,98	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Energia Elétrica de CA	Disjuntor CA 0016	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0002	36,44	-
Energia Elétrica de CA	Interruptor de desconexão 0130	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0002	36,44	-
Energia Elétrica de CA	Disjuntor de 460 VCA 0026	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0002	31,76	-
Energia Elétrica de CA	Interruptor de desconexão 0250	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0002	31,76	-
Água de Segurança	Bomba 1B	Falha ao operar durante a primeira hora de operação	0,0002	21,80	-
Água de Segurança	Bomba 5B	Falha ao operar durante a primeira hora de operação	0,0002	21,80	-
Energia Elétrica de CA	Centro de controle de motores de 460 VCA 015	Falha	0,0002	36,44	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 6	Falha ao operar durante a primeira hora de operação	0,0002	18,17	-
Remoção de Calor Residual	Bomba 8	Falha ao operar durante a primeira hora de operação	0,0002	18,17	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Energia Elétrica de CA	Barramento de segurança 002	Falha	0,0002	31,76	-
Energia Elétrica de CA	Centro de controle de motores de 460 VCA 025	Falha	0,0002	31,76	-
Energia Elétrica de CA	Disjuntor 01319	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0002	23,00	-
Resfriamento de Componentes Primário	Bomba 1B	Falha ao operar durante a primeira hora de operação	0,0001	14,82	-
Energia Elétrica de CA	Disjuntor 02319	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0001	18,14	-
Energia Elétrica de CA	Disjuntor de 460 VCA 0025	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0001	18,14	-
Energia Elétrica de CA	Interruptor de desconexão 0230	Circuito aberto/abre de forma espúria	0,0001	18,14	-
Energia Elétrica de CA	Barramento elétrico 13009	Falha	0,0001	23,00	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 13007	Falha	0,0001	23,00	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 13008	Falha	0,0001	23,00	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 141	Falha	0,0001	23,00	-
Energia Elétrica de CA	Barramento elétrico 13010	Falha	9E-05	18,14	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Energia Elétrica de CA	Centro de controle de motores de 460 VCA 023	Falha	9E-05	18,14	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 13003	Falha	9E-05	18,14	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 23008	Falha	9E-05	18,14	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 23009	Falha	9E-05	18,14	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 241	Falha	9E-05	18,14	-
Energia Elétrica de CC	Barramento elétrico 246	Falha	9E-05	18,14	-
Água de Segurança	Bombas 1A e 1B	Falha de causa comum na operação	8E-05	-	28,27
Água de Segurança	Bombas 5A e 5B	Falha de causa comum na operação	8E-05	-	28,27
Remoção de Calor Residual	Válvula operada por motor 735	Válvula fechada	7E-05	22,94	-
Remoção de Calor Residual	Válvula operada por motor 737	Válvula aberta	7E-05	22,94	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula de segurança 1592	Válvula aberta	7E-05	14,81	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula de segurança 1593	Válvula aberta	7E-05	14,81	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula de segurança 1590	Válvula aberta	7E-05	14,65	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula de segurança 1591	Válvula aberta	7E-05	14,65	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 705	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 721	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 723	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 725	Válvula aberta	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 729	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 733	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 739	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1639	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1652	Válvula fechada	6E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula operada por motor 736	Válvula fechada	6E-05	18,08	-
Energia Elétrica de CC	Centro de Distribuição CC 141	Falha na operação	5E-05	22,90	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 703	Válvula fechada	5E-05	18,04	-



Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 722	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 724	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 726	Válvula aberta	5E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 730	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 734	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 738	Válvula aberta	5E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula solenoide 740	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1642	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1654	Válvula fechada	5E-05	18,04	-
Resfriamento de Componentes Primário	Elemento de Fluxo 1629	Falha na operação/Falha baixo ou alto	5E-05	14,79	-
Resfriamento de Componentes Primário	Sensor/Transmissor (Fluxo) 1627	Falha na operação/Falha baixo ou alto	5E-05	14,79	-
Resfriamento de Componentes Primário	Elemento de Fluxo 1614	Falha na operação/Falha baixo ou alto	5E-05	14,64	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Resfriamento de Componentes Primário	Elemento de Fluxo 1626	Falha na operação/Falha baixo ou alto	5E-05	14,64	-
Resfriamento de Componentes Primário	Filtro 1B	Entupimento	4E-05	14,76	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1622	Válvula fechada	4E-05	14,76	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1623	Válvula fechada	4E-05	14,76	-
Resfriamento de Componentes Primário	Filtro 1A	Entupimento	4E-05	14,61	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1620	Válvula fechada	4E-05	14,61	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula solenoide 1621	Válvula fechada	4E-05	14,61	-
Energia Elétrica de CC	Centro de Distribuição CC 241	Falha na operação	4E-05	18,04	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 147	Falha ao abrir	3E-05	22,74	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 166	Falha ao abrir	3E-05	22,74	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 33	Falha ao abrir	3E-05	22,74	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 37	Falha ao abrir	3E-05	22,74	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 41	Falha ao abrir	3E-05	22,74	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 148	Falha ao abrir	2E-05	17,89	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 167	Falha ao abrir	2E-05	17,89	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 34	Falha ao abrir	2E-05	17,89	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 38	Falha ao abrir	2E-05	17,89	-
Remoção de Calor Residual	Válvula de retenção 40	Falha ao abrir	2E-05	17,89	-
Água de Segurança	Válvula 030 e válvula de retenção 032	Falha ao abrir	2E-05	-	21,72
Proteção do Protótipo	Unidade lógica de priorização dos trens A e B	Falha na operação	2E-05	-	23,36
Água de Segurança	Válvula manual 012	Ruptura	2E-05	28,24	-
Água de Segurança	Válvula manual 079	Ruptura	2E-05	28,24	-
Água de Segurança	Válvula manual 014	Ruptura	1E-05	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 080	Ruptura	1E-05	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 022	Válvula fechada	1E-05	28,24	-
Água de Segurança	Válvula manual 024	Válvula fechada	1E-05	28,24	-
Água de Segurança	Válvula manual 031	Válvula fechada	1E-05	28,24	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Água de Segurança	Válvula manual 067	Válvula fechada	1E-05	28,24	-
Água de Segurança	Válvula manual 084	Válvula fechada	1E-05	28,24	-
Água de Segurança	Tanque 03	Vazamento	1E-05	6,19	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 050	Entupimento	9E-06	22,38	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 050	Válvula fechada	9E-06	22,38	-
Água de Segurança	Válvula manual 023	Entupimento	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 023	Válvula fechada	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 025	Entupimento	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 025	Válvula fechada	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 033	Entupimento	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 033	Válvula fechada	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 068	Entupimento	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 068	Válvula fechada	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 083	Entupimento	9E-06	21,72	-
Água de Segurança	Válvula manual 083	Válvula fechada	9E-06	21,72	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 047B	Ruptura	8E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 048B	Ruptura	8E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 047A	Ruptura	8E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 048A	Ruptura	8E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 052	Entupimento	7E-06	17,72	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 052	Válvula fechada	7E-06	17,72	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 033B	Entupimento	6E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 033B	Válvula fechada	6E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 034B	Entupimento	6E-06	14,70	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

<b>Sistema</b>	<b>Descrição do componente</b>	<b>Modo de Falha</b>	<b>F-V</b>	<b>RAW</b>	<b>RAW CCF</b>
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 034B	Válvula fechada	6E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 3B	Válvula fechada	6E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 4B	Válvula fechada	6E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 5B	Válvula fechada	6E-06	14,70	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 033A	Entupimento	6E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 033A	Válvula fechada	6E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 034A	Entupimento	6E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 034A	Válvula fechada	6E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 3A	Válvula fechada	6E-06	14,52	-

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

Sistema	Descrição do componente	Modo de Falha	F-V	RAW	RAW CCF
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 4A	Válvula fechada	6E-06	14,52	-
Resfriamento de Componentes Primário	Válvula manual 5A	Válvula fechada	6E-06	14,52	-
Proteção do Protótipo	Unidades de aquisição e processamento 1, 2, 3 e 4	Falha de causa comum (4 de 4)	3E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades lógicas de votação 1, 2, 3 e 4	Falha de causa comum (4 de 4)	3E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades de aquisição e processamento 1, 2 e 4	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades de aquisição e processamento 1, 2, e 3	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades de aquisição e processamento 1, 3 e 4	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades de aquisição e processamento 2, 3 e 4	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades lógicas de votação 1, 2, e 3	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36

Tabela 5 - Entrada para a Lista do PGC de Medidas de Importância

(continuação)

<b>Sistema</b>	<b>Descrição do componente</b>	<b>Modo de Falha</b>	<b>F-V</b>	<b>RAW</b>	<b>RAW CCF</b>
Proteção do Protótipo	Unidades lógicas de votação 1, 2, e 4	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades lógicas de votação 1, 3, e 4	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36
Proteção do Protótipo	Unidades lógicas de votação 2, 3, e 4	Falha de causa comum (3 de 4)	2E-06	-	23,36



---

---

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**  
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino  
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000  
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908  
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil  
<http://www.ipen.br>

O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.

---

---