



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

Metodologia para análise de segurança de um submarino com propulsão nuclear aplicada à zona costeira brasileira

MATHEUS CINTRA GONÇALVES

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
2024

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

**Metodologia para análise de segurança de um submarino com propulsão
nuclear aplicada à zona costeira brasileira**

Versão Corrigida

Versão Original disponível no IPEN

MATHEUS CINTRA GONÇALVES

**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
2024**

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

Como citar:

CINTRA GONCALVES, M. ***Metodologia para análise de segurança de um submarino com propulsão nuclear aplicada à zona costeira brasileira***. 2024. 164 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).

CINTRA GONCALVES, MATHEUS

Metodologia para análise de segurança de um submarino com propulsão nuclear aplicada à zona costeira brasileira / MATHEUS CINTRA GONCALVES; orientador MIGUEL MATTAR NETO. -- São Paulo, 2024.

164 f.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2024.

1. Submarino com propulsão nuclear. 2. Análise de segurança. 3. Análise preliminar de riscos. 4. Modelo bow-tie. I. MATTAR NETO, MIGUEL, orient. II. Título.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Matheus Cintra Gonçalves

Título: Metodologia para análise de segurança de um submarino com propulsão nuclear aplicada à zona costeira brasileira

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

Data: 17/05/2024

Comissão Julgadora

Prof. Dr. Miguel Mattar Neto

Julgamento: Aprovado

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN)

Dr. Marcos Coelho Maturana

Julgamento: Aprovado

Instituição: Diretoria de Desenvolvimento Nuclear da Marinha (DDNM)

Prof. Dr. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Julgamento: Aprovado

Instituição: Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ)

Aos meus pais por me conduzirem pelo caminho do bem

AGRADECIMENTOS

Ao meu saudoso avô Benedito, cuja memória me guia por seu exemplo de vida digna, repleta de amor e dedicação à família.

Aos meus queridos tios, Waldemar e Odila, pelos sábios conselhos e afetuosos puxões de orelha que contribuíram para moldar o meu caráter.

Aos meus amados pais, Eli e Nelita, pelo amor, carinho e dedicação incansável que permearam cada momento da minha criação, e cujo apoio incondicional foi o alicerce nos momentos mais desafiadores da minha vida.

À minha querida esposa Marien, pelo amor e companheirismo durante tantos anos de união.

Aos meus irmãos José Gabriel e Marília, cuja distância geográfica foi sempre superada pela proximidade de nossos laços fraternos.

Ao professor e orientador Dr. Miguel Mattar Neto, pela condução impecável deste trabalho de mestrado, que me serviu como fonte de inspiração e aprendizado.

À Dra. Patrícia Pagetti, pela generosidade em compartilhar seu vasto conhecimento técnico e contribuir de forma tão significativa para o desenvolvimento deste estudo.

Ao Dr. Marcos Maturana, pela companhia, disponibilidade e orientações técnicas que foram fundamentais para tornar este desafio ainda mais enriquecedor.

Ao Capitão de Corveta Gil Teixeira, pela atenção e acompanhamento dedicados deste trabalho junto à Marinha do Brasil.

À Marinha do Brasil, pela constante motivação e apoio ao desenvolvimento deste trabalho.

Ao Centro de Coordenação de Estudos da Marinha em São Paulo, pela impecável assistência administrativa durante toda a trajetória deste curso.

Por fim, expresso minha gratidão ao Centro de Pesquisas Energéticas e Nucleares e a todos os docentes e funcionários que gentilmente me acolheram e proporcionaram um ambiente propício para o crescimento e aprendizado ao longo desta jornada.

*“O sonho é que leva a gente para a frente.
Se a gente for seguir a razão, fica quietado, acomodado”.*

Ariano Suassuna

RESUMO

CINTRA GONCALVES, M. **Metodologia para análise de segurança de um submarino com propulsão nuclear aplicada à zona costeira brasileira**. 2024. 164 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

O trânsito regular de submarinos nucleares na zona costeira brasileira será uma realidade nos próximos anos, visto que o primeiro submarino brasileiro com propulsão nuclear se encontra em fase de projeto. Visando assegurar a operação segura dessas embarcações em missões na região, a análise de segurança emerge como um instrumento que reúne técnicas e métodos capazes de identificar eventos adversos à integridade do submarino, da planta nuclear embarcada e de sua tripulação. Tais adversidades na operação do navio e de sua planta nuclear foram identificadas pelo emprego da técnica Análise Preliminar de Riscos (APR). Esta técnica possibilitou, ainda, a identificação do evento de maior criticidade para a operação do submarino. Esse evento foi detalhado por meio do modelo *Bow-tie*, avaliando as causas do evento por Árvore de Falhas e as consequências por Árvore de Eventos. Como resultado da APR, identificou-se que o evento de maior risco à operação do submarino, nas condições estabelecidas, seria um incêndio originado em componentes da planta nuclear embarcada. Detalhando esse incêndio pelo modelo *Bow-tie*, verificou-se que as principais fontes de calor necessárias para a sua ocorrência provêm de falhas em sistemas elétricos e mecânicos da planta. Associada à fonte de calor, observou-se que a presença indevida de fluidos hidráulicos e lubrificantes na praça de máquinas representou o maior risco de início de incêndio na planta nuclear embarcada. Diante das análises desenvolvidas, concluiu-se que o emprego combinado da técnica APR e do modelo *Bow-tie* em análises de segurança aplicadas a sistemas complexos é perfeitamente eficaz em abordagens qualitativas, principalmente nas etapas de identificação e detalhamento de eventos adversos à operação desses sistemas.

Palavras-chave: Submarino com propulsão nuclear; planta nuclear embarcada; análise de segurança; avaliação e gerenciamento de riscos; análise preliminar de riscos; modelo *bow-tie*; árvore de falhas; árvore de eventos.

ABSTRACT

CINTRA GONCALVES, M. **Methodology for safety analysis of a nuclear-powered submarine applied to the Brazilian coastal zone**. 2024. 164 p. Master Thesis. (Master's Degree in Nuclear Technology) – Nuclear and Energy Research Institute – IPEN-CNEN/SP. Sao Paulo.

The regular transit of nuclear submarines in the Brazilian coastal zone will be a reality in the coming years, given that the first Brazilian nuclear-powered submarine is currently in the design phase. In order to ensure the safe operation of these vessels on missions in the region, safety analysis emerges as an instrument that brings together techniques and methods capable of identifying undesirable events affecting the integrity of the submarine, the onboard nuclear plant, and its crew. Undesirable events related to the operation of the ship and its nuclear plant were identified through the Preliminary Hazard Analysis (PHA) technique. This technique also allowed identifying the most critical event for the submarine operation. This event was detailed through the Bow-tie model, assessing the causes via Fault Tree Analysis and the consequences through Event Tree Analysis. As a result of the PHA, it was identified that the highest-risk event for the submarine operation, under the established conditions, would be a fire that originates in components of the onboard nuclear plant. Detailing this fire through the Bow-tie model revealed that the main sources of heat necessary for its occurrence stem from faults in electrical and mechanical systems of the plant. Linked to the heat source, it was observed that the improper presence of hydraulic fluids and lubricants in the auxiliaries room represented the most significant risk of starting a fire in the onboard nuclear plant. Based on the developed analyses, it was concluded that the combined use of the PHA technique and the Bow-tie model in safety analyses applied to complex systems is effective in qualitative approaches, especially in the stages of identification and detailing of undesirable events to the operation of these systems.

Key words: Nuclear-powered submarine; onboard nuclear plant; safety analysis; risk assessment and management; preliminary hazard analysis; bow-tie model; fault tree analysis; event tree analysis.

LISTA DE TABELAS

Página

Tabela 1 - Técnicas para a identificação de eventos perigosos e ameaças.....	41
Tabela 2 - Quantificação do fator de frequência de causa (FFC) de acordo com a expectativa de ocorrência de eventos adversos.	45
Tabela 3 - Avaliação do fator de impacto da consequência (FIC) em decorrência do evento acidental.	46
Tabela 3 - Avaliação do fator de impacto da consequência (FIC) em decorrência do evento acidental.	47
Tabela 4 - Cabeçalho da tabela da análise preliminar de risco (APR) utilizada para avaliar os eventos adversos à operação do submarino.	48
Tabela 5 - Simbologia típica utilizada em análises por árvore de falhas.	51
Tabela 6 - Roteiro padrão para a elaboração da árvore de falhas.....	53
Tabela 7 - Avaliação dos cenários resultantes em relação ao evento crítico e as respostas das barreiras do sistema.	60
Tabela 8 - Características físicas e técnicas do submarino nuclear de referência.	63
Tabela 9 - Premissas de desempenho do submarino nuclear de referência.	80
Tabela 10 - Extrato da tabela APR (versão transposta) para o evento topo “incêndio planta nuclear do submarino”.....	82
Tabela 12 - Distribuição do número de conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem resultante da análise por árvore de falhas.	86
Tabela 13 - Classificação dos eventos finais da árvore de eventos de acordo com o grau de severidade.....	93
Tabela 14 - Lista de eventos iniciadores identificados na APR.	111

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.	113
Tabela 16 - Codificação e tipificação dos eventos identificados na árvore de falhas.	138
Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear”	146
Tabela 18 - Análise das consequências dos eventos finais da árvore de eventos.	154

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 1 - Composição da faixa marítima jurisdicional do Brasil.....	26
Figura 2 - Planta nuclear PWR típica embarcada em submarino com propulsão nuclear.....	31
Figura 3 - Síntese das etapas que compõem a metodologia adotada nos estudos de segurança do submarino em missão na zona costeira brasileira.	39
Figura 4 - Fluxograma de aplicação das etapas da abordagem metodológica.....	40
Figura 5 - Fluxograma da análise preliminar de riscos (APR) empregado na identificação de ameaças à operação do submarino.	42
Figura 6 - Modelo de matriz de risco adotado para a definição do evento mais crítico à operação do submarino.....	48
Figura 7 - Modelo esquemático de um diagrama <i>bow-tie</i> típico.....	49
Figura 8 - Exemplo de análise por árvore de falhas aplicada ao estudo de falha na partida automática de um gerador Diesel-elétrico.....	54
Figura 9 - Modelo ilustrativo de conversão de uma árvore de falhas em diagrama de blocos.....	56
Figura 10 - Modelo esquemático de análise por árvore de eventos.	59
Figura 11 - Relação entre os sistemas que caracterizam o objeto de estudo.	61
Figura 12 - Arranjo e compartimentação esquemática do submarino referência..	64
Figura 13 - Diagrama esquemático da planta nuclear embarcada do submarino de referência.	66
Figura 14 - Matriz de risco resultante da análise preliminar de riscos (APR).	83
Figura 15 - Árvore de eventos aplicada à propagação de um incêndio iniciado na planta nuclear do submarino.	92

Figura 16 - Distribuição dos cenários resultantes da árvore de eventos empregada na análise de um incêndio na planta nuclear do submarino em missão na zona costeira brasileira.	94
Figura 17 - Ramificação superior da árvore de falhas referente ao evento topo “incêndio na planta nuclear” do submarino.	142
Figura 18 - Ramificação intermediária associada ao superaquecimento em sistemas mecânicos.	143
Figura 19 - Ramificação intermediária associada à falha em equipamento elétrico/ eletrônico.	144
Figura 20 - Ramificação intermediária associada à falha em barramento/quadro elétrico.	145

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ABNT	Associação Brasileira de Normas Técnicas
ANSN	Autoridade Nacional de Segurança Nuclear
APP	Análise Preliminar de Perigos
APR	Análise Preliminar de Riscos
APS	Análise Probabilística de Segurança
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CA	Corrente Alternada
CAv	Controle de Avarias
CC	Corrente Contínua
CVCS	<i>Chemical and Volumetric Control System</i>
EB	Evento Básico
ECCS	<i>Emergency Core Cooling System</i>
EI	Evento Intermediário
EMC	<i>Electromagnetic Compatibility</i>
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
ET	Evento Topo
EXT	Evento Iniciador Externo
FFC	Fator de Frequência de Causa
FIC	Fator de Impacto da Consequência
FMEA	<i>Failure Mode and Effect Analysis</i>
FNR	<i>Fast Nuclear Reactor</i>
FR	Fator de Risco
FSA	<i>Formal Safety Analysis</i>
HAZOP	<i>Hazard and Operability Studies</i>
HMS	<i>Her/His Majesty's Ship</i>
HWR	<i>Heavy Water Reactor</i>
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>

IBGE	Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística
ICT	Perigo Interno Associado ao Ciclo Térmico da Planta
INES	<i>International Nuclear and Radiological Event Scale</i>
INSAG	<i>International Nuclear Safety Advisory Group</i>
IPN	Perigo Interno Não Associado ao Ciclo Térmico da Planta
ISO	<i>International Organization for Standardization</i>
LOCA	<i>Loss Of Coolant Accident</i>
MEP	Motor Elétrico Principal
MHI	<i>Mitsubishi Heavy Industries</i>
MMA	Ministério do Meio Ambiente
NKS	Nordic Nuclear Safety Research
PIB	Produto Interno Bruto
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
RPS	<i>Reactor Protection System</i>
SCMD	Sistema de Controle e Monitoramento da Planta Nuclear
SCPN	Submarino Convencionalmente Armado com Propulsão Nuclear
SCRAM	<i>Safety Control Rod Ax Man</i>
SICM	Sistema Integrado de Controle e Monitoramento da Planta Nuclear
SRS	<i>Safety Reports Series</i>
SSBN	<i>Ballistic Missile Submarines</i> (Submarino Nuclear Balístico)
SSG	<i>Specific Safety Guide</i>
SSN	<i>Nuclear-Powered Attack Submarine</i> (Submarino Nuclear de Ataque)
SSR	<i>Specific Safety Requirements</i>
SWIFT	<i>Structured What If Technique</i>
TECDOC	<i>Technical Document</i>
U.S.	<i>United States</i>
U.S. NRC	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>

SUMÁRIO

	Página
1	INTRODUÇÃO 17
1.1	Motivação para o desenvolvimento do trabalho 21
1.2	Objetivo 22
1.3	Estrutura do trabalho 22
2	REVISÃO DA LITERATURA 24
2.1	A proteção da zona costeira brasileira e seu mar territorial 24
2.2	Análise de segurança no setor marítimo 29
2.3	Submarinos nucleares 30
2.3.1	Planta nuclear embarcada em submarinos 30
2.3.2	Aspectos de segurança em submarinos nucleares 32
2.3.3	Histórico de acidentes relacionados a submarinos nucleares 32
2.4	Publicações normativas, relatórios e recomendações 34
3	METODOLOGIA..... 39
3.1	Análise de eventos iniciadores 40
3.2	Detalhamento do evento crítico 48
3.2.1	Análise por árvore de falhas 50
3.2.1.1	Simbologia da árvore de falhas 51
3.2.1.2	Roteiro para a elaboração da árvore de falhas 52
3.2.1.3	Conjuntos de cortes mínimos 55
3.2.2	Análise por árvore de eventos 57
4	CARACTERIZAÇÃO DO OBJETO DE ESTUDO..... 61

4.1	Zona costeira brasileira	62
4.2	Submarino nuclear de referência.....	62
4.2.1	Planta nuclear embarcada.....	65
4.2.2	Sistemas de segurança	68
4.3	Premissas de análise	79
5	RESULTADOS E DISCUSSÃO	81
6	CONCLUSÕES	96
7	TRABALHOS FUTUROS.....	99
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	100
	APÊNDICE 1 - LISTA DE EVENTOS INICIADORES IDENTIFICADOS NA ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS	111
	APÊNDICE 2 - ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS PARA O SUBMARINO NUCLEAR EM OPERAÇÃO NA ZONA COSTEIRA BRASILEIRA.....	113
	APÊNDICE 3 - CODIFICAÇÃO E TIPIFICAÇÃO DOS EVENTOS DA ÁRVORE DE FALHAS.....	138
	APÊNDICE 4 - ÁRVORE DE FALHAS.....	142
	APÊNDICE 5 - CONJUNTO DE CORTES MÍNIMOS DE 2ª ORDEM DA ÁRVORE DE FALHAS ASSOCIADA AO EVENTO TOPO "INCÊNDIO NA PLANTA NUCLEAR"	146
	APÊNDICE 6 - ANÁLISE DOS CENÁRIOS FINAIS DA ÁRVORE DE EVENTOS	154

1 INTRODUÇÃO

A zona costeira do Brasil representa uma área de transição entre o continente e o oceano Atlântico, sendo composta oficialmente por 443 municípios em 17 estados da federação (INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA, 2021). Além disso, a região compreende uma extensão terrestre com mais de 8.500 km e sua faixa marítima, composta pelo mar territorial, se estende por 12 milhas náuticas a partir da linha da costa (MINISTÉRIO DO MEIO AMBIENTE, 2022).

A zona costeira brasileira é caracterizada por sua vasta biodiversidade e relevância ambiental no contexto nacional. A proteção e conservação de suas áreas litorâneas e marítimas (composta por recifes, parcéis e bancos de algas; ilhas costeiras e oceânicas; sistemas fluviais, estuarinos e lagunares, baías e enseadas; praias; promontórios, costões e grutas marinhas; restingas e dunas; florestas litorâneas, manguezais e pradarias submersas) são preconizadas pelo Plano Nacional de Gerenciamento Costeiro (BRASIL, 1988).

A parte marítima da zona costeira dispõe de recursos naturais que são fundamentais para o desenvolvimento econômico do país, principalmente no que se refere a pescados, riquezas minerais e energéticas, como fosfatos, petróleo e gás natural (MARINHA DO BRASIL, 2022). O turismo voltado a atividades aquáticas, esportes aquáticos e transporte aquaviário também representam parcelas significativas na importância econômica do mar territorial brasileiro. Embora não haja dados que quantifiquem a representatividade econômica específica do mar territorial no cenário nacional, Carvalho (2018) calculou que quase um quinto do PIB brasileiro é proveniente de atividades marítimas e oceânicas.

Os aspectos ambientais e econômicos inerentes à zona costeira brasileira, em especial ao que tange seu espaço marítimo, são pilares estratégicos para o desenvolvimento do país e requerem constante monitoramento e fiscalização. No Brasil, esta função é exercida por sua autoridade marítima, representada pela Marinha do Brasil (BRASIL, 1999). No mar territorial brasileiro, a

Marinha do Brasil promove o monitoramento e fiscalização através do emprego de navios de patrulha (BARROS, 2022). Contudo, em cenários operativos estratégicos, a autoridade marítima nacional dispõe de outros meios voltados ao dever de proteção da zona costeira brasileira. Neste prisma, visando garantir a segurança e a soberania nacional sobre as águas jurisdicionais brasileiras, a Marinha do Brasil conta com uma esquadra composta por navios para diversos propósitos, dentre os quais se destacam um navio-aeródromo multipropósito, fragatas, corvetas e navios submarinos (MARINHA DO BRASIL, 2024).

Os navios submarinos são meios navais de caráter estratégico, que prestam um papel importante na vigilância e proteção do ambiente marítimo de um país. Atualmente, a força de submarinos brasileira é composta por 4 submarinos convencionais em operação (MARINHA DO BRASIL, 2024). Além disso, 2 submarinos convencionais se encontram em fase de construção e testes e 1 submarino com propulsão nuclear está em fase de projeto (WILTGEN, 2024).

Os submarinos convencionais, equipados com motores diesel-elétrico, têm prestado um importante papel na garantia da soberania das nações desde o início do século XX (CASSEL e DRIEMEYER, 2019). A capacidade de ocultação destes meios navais proporciona o poder de dissuasão em ambientes hostis, haja vista a dificuldade de detecção e sua capacidade armamentista. Durante a Segunda Guerra Mundial, por exemplo, a força de submarinos dos Estados Unidos da América, que compunha apenas 2% de sua esquadra, foi responsável pelo afundamento de 30% dos navios da Marinha Imperial Japonesa, dentre os quais 8 navios eram do tipo porta-aviões, além de afundar 60% do total de navios mercantes japoneses (BENTO, 2016).

O marco do desenvolvimento dos primeiros submarinos nucleares ocorreu na década de 1950, motivado pelos avanços tecnológicos na área nuclear no período pós Segunda Guerra Mundial. O submarino norte americano USS Nautilus (SSN-571) foi o primeiro submarino com propulsão nuclear a ser lançado ao mar, fato ocorrido no dia 17 de janeiro de 1955 (U.S. NAVY, 2023).

O reator nuclear responsável por gerar a energia elétrica utilizada a bordo e impulsionar o sistema propulsor do navio possibilita que o submarino permaneça submerso durante toda a missão. Esta característica ressalta a sua capacidade de ocultação, mobilidade, permanência e autonomia (ERVILHA, 2011).

A permanência de navios submarinos no mar territorial de um país é rotineira, seja em situações de partida ou retorno a bases navais, missões de patrulhamento costeiro, escolta de comboios, dentre outras operações específicas.

Os submarinos com propulsão nuclear são elementos estratégicos na formação de uma esquadra. Além de apresentar um vasto poderio bélico, estes meios são capazes de patrulhar grandes áreas costeiras de maneira eficaz. Embora apresentem grande confiabilidade, acidentes envolvendo submarinos com propulsão nuclear podem resultar em cenários acidentais catastróficos, impactando diretamente em aspectos sociais, ambientais e econômicos, podendo ter como consequência, por exemplo, a perda de vidas humanas, liberação de agentes radioativos na atmosfera e fechamento de portos.

A principal característica que distingue os submarinos nucleares dos convencionais é sua planta nuclear embarcada, responsável pela geração de energia. Por conta da capacidade energética das reações em cadeia, o projeto, construção, operação, manutenção, modernização e descomissionamento de submarinos nucleares devem seguir normas rigorosas a fim de evitar acidentes e, em casos acidentais, mitigar suas consequências. Um acidente relacionado à perda de fluido refrigerante do circuito primário do reator (LOCA, do inglês, *Loss Of Coolant Accident*), por exemplo, como o ocorrido com o submarino nuclear soviético K-192 (1989), resultou no derretimento do núcleo do reator e na liberação de I-131 na atmosfera (ØLGAARD, 1996). Neste acidente, houve comprometimento do meio ambiente, prejuízos bélicos e econômicos à União Soviética durante o período da Guerra Fria.

Os acidentes com este tipo de embarcação são originários de diversas fontes ou eventos iniciadores cujos resultados geralmente variam entre incidentes de baixa consequência a eventos acidentais catastróficos, como a perda de vidas humanas, acidentes ambientais de grandes proporções e perda completa do navio submarino e sua planta nuclear embarcada. Além disso, a localização geográfica do acidente representa um fator importante sobre o dinamismo dos eventos que podem resultar em cenários adversos e o desencadeamento de eventos pós-acidentais. Um acidente em um submarino equipado com uma planta nuclear embarcada navegando no mar territorial pode trazer maiores perdas e prejuízos quando comparado a acidentes em águas internacionais, por exemplo.

O emprego de métodos e técnicas que visam a prevenção de acidentes e a mitigação das consequências de eventos adversos é fundamental em todo o ciclo de vida de submarinos com propulsão nuclear, ou seja, desde a sua fase de concepção até o seu descomissionamento. A análise de segurança embasada em técnicas e ferramentas associadas à avaliação e gerenciamento de riscos é capaz de identificar as principais ameaças à operação destes sistemas complexos. Em submarinos com propulsão nuclear, a identificação e a avaliação dos riscos inerentes à operação do navio em função das regiões de atuação da embarcação são primordiais para o desenvolvimento de análises que atestam a sua segurança operativa, principalmente em termos relativos à integridade do navio, da planta nuclear embarcada, da tripulação e das possíveis regiões de operação do submarino.

A importância da zona costeira brasileira é evidente em diversos aspectos que definem o Brasil, em especial nos aspectos sociais, ambientais e econômicos do país. Portanto, acidentes relacionados a submarinos nucleares, seja durante operações ou trânsito pelo mar territorial, podem provocar graves consequências para a região e suas proximidades. Neste contexto, é primordial que os meios voltados à proteção da zona costeira operem de maneira segura e que não resultem em danos e prejuízos à região.

A possibilidade de ocorrência de um acidente envolvendo um submarino equipado com uma planta nuclear na zona costeira brasileira é um risco associado à necessidade de proteção da região. Diante desta realidade, a análise de segurança se apresenta como uma ferramenta eficaz em estudos que objetivam minimizar as possibilidades de ocorrência de eventos acidentais, bem como reduzir seus impactos.

O desenvolvimento de uma análise de segurança com escopo completo requer a disponibilidade de dados de entrada detalhados sobre o objeto de estudo. Todavia, no caso de submarinos nucleares, os dados acerca de eventos acidentais são normalmente classificados com grau de sigilo restrito, haja vista que estes dados podem revelar as vulnerabilidades dos meios, além de conter informações que podem comprometer a segurança das nações que os operam. Logo, motivada pela escassez de dados históricos precisos, as análises de segurança aplicadas a submarinos com propulsão nuclear se apresentam como atividades desafiadoras.

1.1 Motivação para o desenvolvimento do trabalho

O Brasil, desde a década de 1970, desenvolve trabalhos e pesquisas orientados à obtenção de um submarino com propulsão nuclear (CORRÊA, 2010). Dentre avanços e estagnações deste ambicioso projeto, caracterizados por trocas de governos, adequações estratégicas e restrições orçamentárias, o Brasil intensificou seus esforços, após firmar acordo com o governo francês envolvendo transferência de tecnologia entre suas respectivas Marinhas, a fim de viabilizar o projeto e a construção de seu desejado submarino com propulsão nuclear, denominado Submarino Convencionalmente Armado com Propulsão Nuclear (SCPN).

Visando atentar para os riscos associados à operação de submarinos com propulsão nuclear, cabe ressaltar que dados ostensivos indicam a ocorrência de 67 eventos acidentais ou incidentes envolvendo submarinos equipados com uma planta nuclear embarcada (FERREIRA, L. M., 2022). Ainda, uma análise realizada por Ølgaard (1996) sobre incidentes e acidentes envolvendo submarinos nucleares indicou que a probabilidade de ocorrência é estimada na ordem de 10^{-3} eventos por ano.

Atrelado à análise de segurança, o gerenciamento de riscos e o gerenciamento de acidentes constituem ferramentas poderosas capazes elencar eventos potencialmente comprometedores ao navio e/ou tripulação, analisar possíveis falhas e prever suas consequências, a fim de evitar acidentes ou mitigar suas consequências.

Ainda, a análise de segurança é uma disciplina vital para a viabilização dos processos de licenciamento de submarinos com propulsão nuclear. Diante da magnitude das consequências promovidas por um acidente envolvendo este tipo de embarcação, é imprescindível a comprovação do atendimento de requisitos de segurança estabelecidos por agências reguladoras. No Brasil, a Lei nº 14.222, sancionada em 15 de outubro de 2021, atribuiu ao Comando da Marinha as responsabilidades de “(...) regular, licenciar, fiscalizar e controlar os meios navais com plantas nucleares embarcadas (...)” (BRASIL, 2021). Objetivando o cumprimento da referida lei se criou, neste mesmo ano, a Secretaria Naval de Segurança Nuclear e Qualidade, órgão responsável pelo licenciamento do primeiro submarino nuclear brasileiro.

Portanto, considerando a representatividade da zona costeira brasileira no panorama nacional, o interesse do país na obtenção de um submarino com propulsão nuclear, a escassez de estudos voltados à segurança de submarinos nucleares e a necessidade de análises de segurança durante o processo de licenciamento do navio, o presente trabalho se mostra como uma relevante fonte de pesquisa durante as fases de desenvolvimento do primeiro submarino nuclear brasileiro.

1.2 Objetivo

Evidenciada a importância da segurança e manutenção da operabilidade de um navio submarino com propulsão nuclear, haja vista que um acidente envolvendo este tipo de embarcação pode resultar em cenários acidentais catastróficos, o presente trabalho tem como objetivo desenvolver uma análise qualitativa de segurança aplicada a um submarino equipado com uma planta nuclear em missão de patrulha no mar territorial brasileiro, área marítima da zona costeira nacional.

Em uma vertente voltada à segurança da embarcação, sua tripulação e a planta nuclear embarcada, a análise objeto deste trabalho visa identificar, dentre outros aspectos, os principais fatores que podem comprometer a segurança do submarino, definir os eventos críticos à operação do navio e da planta nuclear, identificar barreiras que objetivam a prevenção de situações indesejadas, propor medidas mitigadoras a cenários acidentais e emitir recomendações de segurança relativas à operação do navio em condições similares àquelas inerentes à zona costeira brasileira.

1.3 Estrutura do trabalho

Este trabalho é composto por 7 capítulos e 6 apêndices. Na sequência deste capítulo introdutório, no Capítulo 2, é apresentada a revisão da literatura na qual se basearam todas as análises e estudos desenvolvidos ao longo do presente trabalho. No Capítulo 3, é descrita a abordagem metodológica, composta por técnicas e métodos, utilizada para a realização da análise de segurança. Posteriormente, no Capítulo 4, o objeto de estudo é caracterizado, ou seja, são definidos os principais aspectos relativos à zona costeira brasileira, à planta nuclear embarcada e à plataforma do submarino. Ainda neste capítulo, são definidas

premissas de análise, necessárias para a aplicação da metodologia proposta no capítulo anterior. No Capítulo 5, são apresentados e discutidos os principais fatores observados no decorrer das análises. Em seguida, no Capítulo 6, são apresentadas as conclusões obtidas durante o desenvolvimento do trabalho como um todo. Propostas de estudos futuros visando a continuidade deste trabalho são descritas no Capítulo 7. Em seguida, são listadas todas as fontes bibliográficas utilizadas durante a execução deste trabalho. No Apêndice 1, são listados os eventos iniciadores identificados durante a análise APR. Na sequência, no Apêndice 2, é apresentada a versão integral da tabela resultante do emprego da técnica Análise Preliminar de Riscos. No Apêndice 3, é descrita a codificação e tipificação dos eventos presentes na Árvore de Falhas. Em seguida, no Apêndice 4, é apresentada a versão completa Árvore de Falhas. No Apêndice 5, são listados os conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem identificados durante a análise por Árvore de Falhas. Por fim, no Apêndice 6, é apresentado o detalhamento da análise dos cenários finais da Árvore de Eventos.

2 REVISÃO DA LITERATURA

O presente capítulo tem por finalidade abordar as fontes da literatura que embasaram o desenvolvimento desta dissertação, resgatando o conhecimento presente em trabalhos publicados por outros autores, entidades governamentais e órgãos independentes. As fontes consultadas são compostas por legislações vigentes, artigos científicos, livros, trabalhos acadêmicos, relatórios técnico-científicos e documentos normativos emitidos por agências ou entidades reguladoras.

A apresentação da revisão da literatura foi organizada em uma estrutura que visa manter a coerência entre os assuntos relacionados ao tema do trabalho. Portanto, inicialmente, são abordadas as publicações que destacam a importância e necessidade de proteção da zona costeira brasileira e seu mar territorial, região na qual foi analisada a operação do submarino. Na sequência, são relacionadas publicações sobre análises de segurança voltadas ao setor marítimo. Em seguida, são descritos os trabalhos que ressaltam as características e peculiaridades de submarinos denominados nucleares. Por fim, são apresentadas publicações normativas, relatórios e recomendações que tratam de assuntos relacionados à análise de segurança de instalações nucleares.

2.1 A proteção da zona costeira brasileira e seu mar territorial

A zona costeira brasileira é uma região formada por um ecossistema de grande importância ambiental, econômica e social para o país. Abrangendo desde o estado do Amapá, ao norte, até o Rio Grande do Sul, ao sul; esta área é caracterizada pela interação entre o ambiente terrestre e o marinho, formando um sistema dinâmico e complexo, que abriga uma rica diversidade de recursos naturais (MINISTÉRIO DO MEIO AMBIENTE, 2008).

Conforme as definições preconizadas no Decreto nº 5.300/2004 (BRASIL, 2004), a zona costeira brasileira compreende uma região geográfica de interconexão entre o mar, o ar e a terra. Ademais, a região é composta por uma faixa terrestre cujo espaço é compreendido pelos limites dos municípios localizados

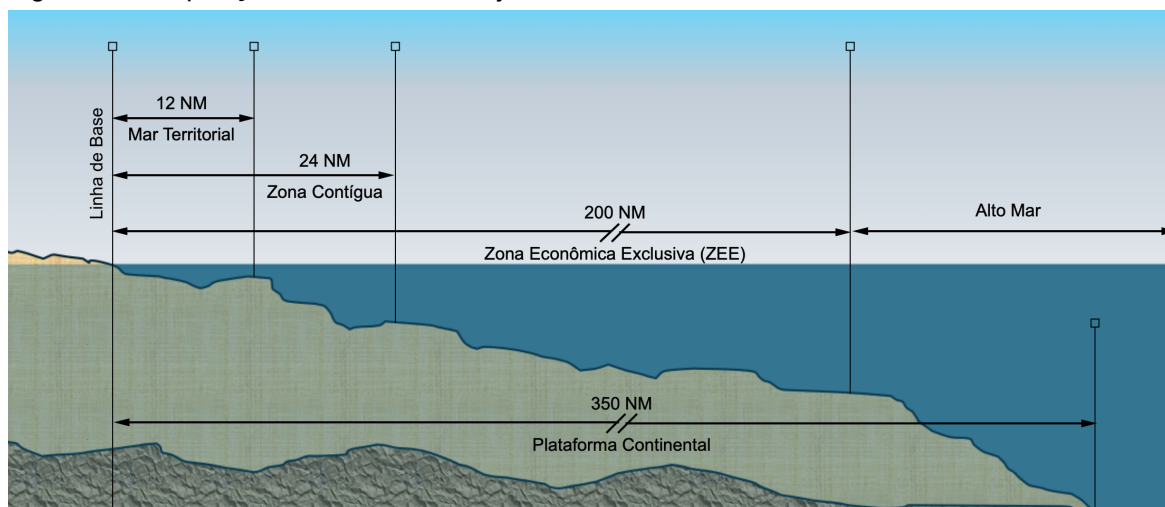
na faixa litorânea da costa brasileira; e uma faixa marítima em que o limite é definido por uma extensão de doze milhas náuticas, medido a partir das linhas de base (média da água mais baixa da maré), compreendendo, dessa forma, a totalidade do mar territorial (vide Figura 1).

A parte terrestre da zona costeira brasileira, de largura variável, se estende por cerca de 10.800 km ao longo da costa, se consideradas suas reentrâncias naturais, e possui uma área de aproximadamente 514 mil km², dos quais 324 mil km² correspondem ao território de 443 municípios distribuídos ao longo dos 17 estados litorâneos (INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA, 2021). O relevo desta região brasileira apresenta perfil variado e a população que habita a área, de acordo com o IBGE (2021), compõe 26,6% do total de habitantes do país. Na estreita faixa terrestre da zona costeira se concentram 13 das 27 capitais brasileiras, algumas das quais são habitadas por milhões de pessoas, um indicador do alto nível de pressão antrópica a que seus recursos naturais estão submetidos (MINISTÉRIO DO MEIO AMBIENTE, 2012).

O mar territorial brasileiro, ou seja, a faixa marítima da zona costeira, é especificamente definido pela Lei n° 8.617/1993 (BRASIL, 1993). Além de delimitar a extensão supracitada do mar territorial, a referida lei define e ressalta a soberania do Brasil sobre suas águas, espaço aéreo sobrejacente, seu leito e subsolo. Este fato confere ao Estado brasileiro o direito de exercer jurisdição sobre essa área e aplicar suas leis e regulamentos. Ato contínuo, a lei mencionada ainda especifica as condições de tráfego marítimo por navios de outras nacionalidades no mar territorial brasileiro.

O mar territorial, juntamente com a zona contígua (24 milhas náuticas a partir da linha de base), zona econômica exclusiva (200 milhas náuticas a partir da linha de base) e plataforma continental (leito e subsolo das áreas submarinas que se estendem além do mar territorial até o bordo exterior da margem continental) (BRASIL, 1993), é ilustrado na Figura 1. Embora represente uma parcela minoritária na composição marítima jurisdicional do Brasil, o mar territorial é de fundamental importância nos aspectos ambientais, sociais e econômicos do país. Porém, o uso indiscriminado de seus recursos naturais, resultante majoritariamente de atividades de caráter exploratório, compromete o ecossistema e a biodiversidade da região.

Figura 1 - Composição da faixa marítima jurisdicional do Brasil.



Fonte: Ígnea Geologia e Meio Ambiente (2021) - Adaptado pelo autor.

A fragilidade do complexo ecossistema presente na zona costeira brasileira e a finitude dos seus recursos naturais obrigam os órgãos governamentais, iniciativa privada e população em geral a pensar e agir de maneira consciente e sustentável acerca da utilização da região. Um estudo multidisciplinar coordenado pelo Ministério do Meio Ambiente (2022) evidenciou a necessidade de conservação de ecossistemas costeiros e marinhos brasileiros por meio da redução de práticas insustentáveis de caráter exclusivamente exploratório. O estudo sugere a criação de reservas marinhas protegidas e áreas marinhas de exclusão de pesca. A partir do panorama traçado acerca das condições dos ecossistemas presentes na zona costeira do Brasil, o trabalho explicita a relevância e a necessidade urgente de um gerenciamento eficaz do espaço costeiro brasileiro (PRATES et al., 2012). Neste contexto, surge a carência de constante vigilância e fiscalização contra práticas indevidas nas faixas terrestres e marítimas da região.

A proteção do ambiente costeiro contra atividades marinhas exploratórias é estudada por Furiati (2022). Em seu trabalho, o autor aborda as consequências da crescente demanda de recursos naturais, cujo foco visa a maximização dos lucros em detrimento do meio ambiente, resultando em impactos negativos à biodiversidade da região de transição entre terra e mar. Neste prisma, Furiati (2022) demonstra que as práticas humanas exploratórias associadas a normas reguladoras negligenciadas e não fiscalizadas adequadamente

comprometem a capacidade e eficiência das ações que visam a proteção do ambiente costeiro do país.

Fabriz e Obregón (2014) defendem que a responsabilidade da proteção e preservação da zona costeira brasileira, em específico o mar territorial, é uma responsabilidade compartilhada entre a sociedade e o poder público. Em sua argumentação, os autores se pautam em convenções, normas e acordos internacionais que visam a prevenção à poluição por meio de agentes nocivos e perigosos à vida marinha, bem como destacam a necessidade de fiscalização constante dos espaços marítimos próximos à costa.

Abreu et al. (2017) abordam a sustentabilidade no uso e ocupação da zona costeira do Brasil. No trabalho, os autores debatem os aspectos sociais e as consequências da ocupação desordenada e da utilização insustentável das regiões litorâneas. Além disso, os autores defendem uma gestão que integre aspectos sociais, econômicos, ambientais e culturais, promovendo uma utilização sustentável dos recursos disponíveis na região. De maneira geral, Abreu et al. (2017) debatem a fragilidade e os prejuízos à zona costeira brasileira diante de eventos externos não planejados.

A gestão ambiental da zona costeira brasileira é um tema complexo e de amplo debate, haja vista que, devido à sua riqueza de recursos naturais, a região apresenta elevada atratividade às sociedades humanas em caráter exploratório. Rodrigues (2003) defende que os impactos promovidos pelas atividades humanas apresentam consequências variadas, afetando localidades e comunidades remotas, resultando em problemas ambientais. A disponibilidade de recursos da zona costeira brasileira reflete diretamente na ocupação demográfica característica do país. Segundo o IBGE (2021), aproximadamente 80% da população nacional se concentra em uma faixa terrestre de até 200 quilômetros do litoral. Como alternativa aos conflitos exploratórios desordenados e insustentáveis, Rodrigues (2003) propõe o emprego do gerenciamento ambiental como ferramenta conciliadora de interesses entre grupos em conflito, democratizando direitos sociais e sensibilizando as partes quanto aos limites naturais da sustentabilidade ecológica e econômica.

Em termos econômicos, a tese defendida por Carvalho (2018) sugere uma metodologia inovadora para mensurar o valor e a importância do mar para o

Brasil. Embora os estudos desenvolvidos na referida tese possuam abrangência até a zona econômica exclusiva brasileira, o trabalho destaca a importância das atividades econômicas desenvolvidas em toda a zona costeira do Brasil. Segundo os cálculos resultantes da metodologia proposta pela autora, no ano de 2015, a contribuição econômica do mar ao PIB nacional foi de cerca de R\$1,11 trilhão, representando aproximadamente 17,1% do PIB do país naquele ano.

Como um dos principais agentes contribuintes da economia do mar, o transporte marítimo tem papel de destaque. As movimentações comerciais associadas a exportações são realizadas por rotas marítimas, sendo cerca de 90% de todas as exportações nacionais efetuadas por rotas marítimas (COSTA, 2012), ou seja, o comércio exterior do Brasil é majoritariamente dependente do mar. Neste caso, cabe salientar que todo este tráfego marítimo transita pelo mar territorial brasileiro, gera empregos e movimenta a economia das áreas costeiras nacionais. Adicionalmente às questões econômicas provenientes do transporte marítimo, é relevante destacar a contribuição econômica de atividades exploratórias na zona costeira, como as inerentes às indústrias petrolífera e de gás natural, pesca e mineração.

No estudo publicado por Dallari (1974), o autor salienta a necessidade de garantia da soberania sobre o mar territorial brasileiro e destaca os principais fatores de interesse nacional sobre a região, a saber: interesses e necessidades econômicas, principalmente voltadas a atividades pesqueiras, transporte marítimo e exploração de recursos fósseis presentes em seu subsolo, como o petróleo, gás natural e minérios; interesses de ordem fiscal no que se refere a controle alfandegário, quanto à geração de recursos oriunda de tributos e impostos pelo uso e exploração dos recursos naturais; interesses ambientais e razões de ordem sanitárias, que visam preservar a vida marinha e combater agentes poluentes em suas águas; e necessidade de utilização de vias marítimas voltadas à comunicação, como a passagem de cabos submarinos.

Destacada a importância e fragilidades da zona costeira brasileira e seu mar territorial, Andrade et al. (2018) levantaram um debate sobre o emprego de submarinos com propulsão nuclear brasileiro como ferramenta de vigilância, proteção e projeção de poder na costa brasileira. Neste estudo, os autores destacaram a potencialidade de riquezas naturais e os valores inestimáveis que o

meio ambiente marinho exerce sobre a população residente nas áreas costeiras nacionais. Portanto, de acordo com o texto publicado por Andrade et al., o eventual emprego de submarinos nucleares como meio de patrulha nas águas jurisdicionais brasileiras resultaria no exercício da soberania nacional sobre a região. Além disso, a operação de patrulha em caráter fiscalizador estratégico, resultaria na redução de atividades irregulares que comprometem a sustentabilidade da região costeira brasileira.

2.2 Análise de segurança no setor marítimo

Os estudos de segurança aplicados ao setor marítimo têm como objetivo garantir a operacionalidade e segurança de embarcações e instalações. Neste sentido, esta seção apresenta publicações relevantes sobre estudos de segurança voltados ao segmento marítimo, além de trabalhos relacionados ao emprego de ferramentas e técnicas de avaliação e gerenciamento de riscos, focados em estudos de caso de embarcações e sistemas portuários.

Em uma vertente formal do emprego da análise de segurança no setor naval, a *International Maritime Organization* (2018) emitiu um guia com diretrizes a serem aplicadas durante o desenvolvimento das análises. Tais diretrizes têm o propósito de detalhar uma metodologia de Análise de Segurança Formal (FSA, do inglês, *Formal Safety Analysis*) aplicada ao setor marítimo. No referido guia, a entidade descreve uma estrutura padronizada de análise, composta pelas seguintes etapas: identificação de perigos; análise dos riscos; propostas alternativas para o controle dos riscos; análise custo/benefício; recomendações para tomadas de decisão; e elaboração do relatório final.

Com o objetivo de identificar e avaliar os perigos associados às manobras de acesso a portos no litoral brasileiro, Maturana et al. (2022) publicaram um trabalho significativo sobre a aplicação da técnica de Análise Preliminar de Riscos. No estudo, os autores avaliam os riscos inerentes à manobrabilidade de duas embarcações durante o acesso a um terminal típico na Baía de Sepetiba, na costa brasileira. Como resultado, as manobras estudadas foram classificadas com grau de risco moderado, visto que foi observada a presença de eventos categorizados como inaceitáveis, bem como cenários que requerem medidas mitigadoras de acidentes.

Em um estudo de caso focado na segurança de áreas portuárias, Mokhtari et al. (2011) utilizaram o modelo Bow-tie para avaliar e gerenciar os riscos associados às operações marítimas em portos e áreas adjacentes, tendo como ênfase os impactos de eventos acidentais sobre a economia, população e meio ambiente de áreas portuárias. Por meio do uso de modelos matemáticos, o estudo também investigou aspectos quantitativos de eventos iniciadores, resultando em dados probabilísticos acerca da ocorrência de eventos acidentais na região.

2.3 Submarinos nucleares

Os submarinos nucleares são meios navais, de emprego militar, equipados com pelo menos uma planta nuclear, capazes de navegar na superfície, submergir, navegar sob a linha d'água e emergir em segurança.

A planta nuclear embarcada nos submarinos tem como finalidade a geração de energia elétrica, a fim de alimentar sua unidade propulsora, bem como fornecer eletricidade para a utilização a bordo do navio. Os submarinos nucleares são categorizados em dois macro grupos: submarinos de ataque (SSN), cujo propósito da utilização da energia nuclear é exclusivamente voltado à geração de energia elétrica; e submarinos balísticos (SSBN), que além de possuírem uma planta nuclear para a geração de energia elétrica, são capazes de operar armamentos nucleares (CASSEL e DRIEMEYER, 2019).

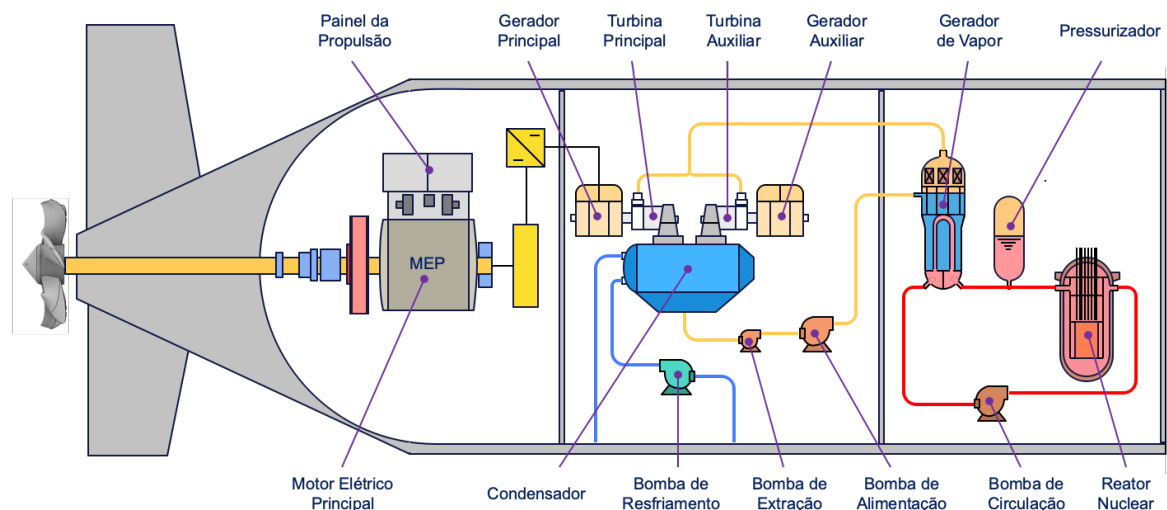
2.3.1 Planta nuclear embarcada em submarinos

Os reatores nucleares que equipam os navios submarinos são, majoritariamente, do tipo água pressurizada (PWR, do inglês, *Pressurized Water Reactor*). Entretanto, alguns projetos empregaram outros tipos de reatores nucleares, como por exemplo: os submarinos balísticos britânicos HMS Vanguard (S28) e o HMS Victorious (S29), equipados com reatores de água pesada (HWR, do inglês, *Heavy Water Reactor*); e submarinos nucleares russos/soviéticos equipados com reatores de nêutrons rápidos (FNR, do inglês, *Fast-Neutron Reactor*), como o K-278 Komsomolets (PAPE et al., 2020).

Ferreira e Souza (2018) destacaram em seu artigo que o primeiro submarino nuclear brasileiro será equipado com um reator do tipo PWR. Na Figura 2, é apresentado o modelo esquemático sugerido pelos autores acerca de plantas nucleares do tipo PWR empregadas em submarinos. O esquema apresentado na

Figura 2 representa uma versão ilustrativa de uma planta nuclear embarcada, cujas denominações dos equipamentos e componentes da instalação estão de acordo com a publicação de Ferreira e Souza.

Figura 2 - Planta nuclear PWR típica embarcada em submarino com propulsão nuclear.



Fonte: Ferreira e Souza (2018) - Representação gráfica desenvolvida pelo autor.

Em uma perspectiva simplificada, uma planta nuclear embarcada equipada com um reator do tipo PWR possui características comuns a uma planta nuclear de potência que emprega o mesmo tipo de tecnologia. É evidente que os propósitos, critérios de projeto e condições de operação entre os dois modelos são distintos, mas seu princípio de funcionamento é similar (GUIMARÃES, 1999).

Em termos de projeto do sistema propulsor de submarinos nucleares, existem dois tipos de tecnologias voltadas ao acionamentos do hélice: o sistema de acionamento direto, no qual o vapor do circuito secundário aciona tanto as turbinas acopladas ao hélice como os turbogeradores que fornecem a energia elétrica de bordo; e o sistema de acionamento elétrico, onde o vapor do circuito secundário alimenta os turbogeradores, que fornecem energia elétrica para o uso de bordo e para o acionamento dos motores elétricos que movem o hélice (GUIMARÃES, 1999). De acordo com Ferreira e Souza (2018), o SCPN empregará o sistema de acionamento elétrico, cujo hélice é acoplado ao motor elétrico principal (MEP), conforme ilustrado na Figura 2.

2.3.2 Aspectos de segurança em submarinos nucleares

A mentalidade de segurança representa um aspecto fundamental em todo o ciclo de vida de um submarino nuclear, visto que acidentes envolvendo este tipo de embarcação apresentam um grande potencial de prejuízos humanos, econômicos e ambientais. Embora o tema seja de extrema relevância, dados oficiais acerca da segurança de submarinos são classificados e com acesso restrito, pois podem evidenciar a vulnerabilidade desses meios navais (ØLGAARD, 1993).

Em um artigo publicado pela Global Risk Intelligence (2020), são discutidas as diversas capacidades operativas de submarinos nucleares diante dos paradigmas de segurança a que estes meios estão submetidos. Além disso, o trabalho discute possíveis medidas mitigadoras aos riscos por ele identificados. Por outro lado, Curren (1988) abordou os riscos ao meio ambiente relacionados à operação de submarinos nucleares. Em seu relatório, o autor destaca os riscos associados à operação rotineira de um submarino e os riscos relacionados à planta nuclear embarcada.

Guimarães (1999), diante da escassez de fontes que abordam aspectos de segurança de submarinos nucleares, sugeriu diretrizes de segurança e doutrinas voltadas ao projeto e à operação desses meios navais. Em sua tese, objetivando a garantia da segurança desse tipo de embarcação, o autor reúne fundamentos, critérios gerais, requisitos de verificação do projeto e procedimentos de inspeção relacionados à construção e operação do navio.

2.3.3 Histórico de acidentes relacionados a submarinos nucleares

Os registros históricos relacionados a cenários acidentais envolvendo submarinos nucleares são considerados fontes importantes para análises de segurança. Entretanto, é comum observar imprecisões e divergências de informações sobre, principalmente, as causas que originaram os acidentes. Os dados disponíveis acerca de eventos acidentais envolvendo submarinos são geralmente obtidos mediante fontes não governamentais, o que torna as análises detalhadas de um acidente específico passíveis de resultados incertos. Considerando esta premissa, esta seção apresenta fontes ostensivas que abordam assuntos relacionados a eventos acidentais envolvendo submarinos nucleares.

Um dos primeiros trabalhos voltados ao registro de acidentes relacionados a meios navais foi publicado por Arkin e Handler (1989), em que os autores catalogam os acidentes ocorridos com embarcações durante o período entre os anos de 1945 e 1988. No que se refere a submarinos, além de apresentar a cronologia dos eventos acidentais, os autores descrevem as fontes responsáveis pelo evento, dividindo-as em acidentes provenientes de falhas em dispositivo bélico nuclear e eventos relacionados à planta nuclear.

Na mesma linha de pesquisa, Ølgaard (1993 e 1996) descreve, analisa e cataloga eventos acidentais relacionados a embarcações com propulsão nuclear, atualizando os registros produzidos por Arkin e Handler (1989). Ainda neste tema, Ferreira (2022) reúne dados atualizados acerca de eventos acidentais associados a submarinos com propulsão nuclear. Em seu trabalho, o autor tipifica os cenários acidentais e estima as frequências de causa dos tipos de eventos adversos.

Em um espectro mais amplo, a *International Atomic Energy Agency* (2001) publicou um inventário de acidentes envolvendo a liberação ou possível liberação de material radioativo no ambiente marinho. Além de considerar eventos envolvendo navios submarinos, o inventário aborda acidentes com embarcações nucleares civis, artefatos bélicos militares, dispositivo de sinalização, dentre outras possíveis fontes de liberação de material radioativo.

Dentre os trabalhos voltados ao registro específico de acidentes relacionados a navios submarinos, Tingle (2009) publicou um artigo que reúne acidentes com submarinos desde o período pós Segunda Guerra Mundial até a década dos anos 2000. Em uma descrição cronológica, o autor relaciona o evento às possíveis causas, indica o número de fatalidades, a condição do navio no momento do acidente e a localização geográfica do ocorrido. Diante desses dados, o autor produz uma relação de frequência dos eventos que resultaram nos acidentes.

Ainda sobre acidente em submarinos, porém em uma vertente voltada aos riscos da operação de submarinos nucleares, Mian et al. (2019) analisam os possíveis impactos de eventos acidentais na região sul da Ásia. Motivados pelo crescente número deste tipo de embarcação que transitam na região, os autores expõem suas considerações e riscos à operação destes navios. Como embasamento para as análises, são revisados históricos de acidentes envolvendo

submarinos nucleares, tendo como foco aqueles cujas consequências resultaram na liberação ou possível liberação de material radioativo para o meio ambiente.

O desencadeamento de eventos capazes de transformar um incidente de baixa relevância em um acidente catastrófico é discutido por Kaplan (1983). Em seu artigo, o autor relata o desdobramento de eventos que resultaram na liberação de 500 galões de água contaminada com material radioativo em um estaleiro americano em *Puget Sound*, localizado na região costeira do estado de Washington.

Em uma abordagem detalhada de três dos principais acidentes ocorridos com submarinos nucleares, Higgins (2001) analisa os eventos que resultaram nos acidentes dos submarinos USS Thresher (SSN-593), USS Scorpion (SSN-589) e Kursk (K-149). Com a apresentação de fotos e ilustrações gráficas, o livro descreve e discute de maneira didática a sequência de eventos que resultaram em cada um dos acidentes.

Os potenciais desastres associados a acidentes com submarinos nucleares é um ponto de preocupação nas regiões onde estes navios são operados. Dentre os trabalhos publicados sobre o tema, cabe destacar o documento produzido por Curren (1988), no qual o autor descreve os potenciais riscos ao meio ambiente em decorrência da operação de submarinos nucleares nas regiões marítimas adjacentes ao Canadá. Além do trabalho publicado por Curren, a preocupação sobre o trânsito de submarinos nucleares é assunto abordado pelo governo australiano, haja vista que em documento oficial emitido pelo *Parliament of the Commonwealth of Australia* (1989), é descrito o plano de contingência à liberação de radiação ionizante. Segundo a publicação, tais acidentes seriam originados a partir de eventos associados a armamentos e submarinos nucleares de outras marinhas durante trânsito em águas australianas.

2.4 Publicações normativas, relatórios e recomendações

A literatura abordada nesta seção é proveniente de publicações emitidas por entidades internacionalmente reconhecidas em seus respectivos campos de atuação. Em relação ao setor nuclear, as publicações estão voltadas para plantas nucleares de potência, uma vez que, como mencionado no capítulo introdutório

deste trabalho, as fontes literárias sobre plantas nucleares embarcadas em submarinos geralmente são classificadas e apresentam acesso restrito.

A segurança das operações de instalações nucleares é fundamental para garantir a integridade humana e a preservação do meio ambiente. Nessa perspectiva, agências e órgãos reguladores buscam, por meio de normas, guias e procedimentos, estabelecer padrões de conceitos, métodos e procedimentos voltados à análise de segurança de plantas nucleares. Quanto à terminologia padrão empregada no setor nuclear, este trabalho adota os termos e definições propostos pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (2020).

Os métodos para a modelagem de cenários acidentais são comuns entre as análises qualitativas e quantitativas. Os procedimentos para a aplicação de ferramentas de análise de segurança sugerem que a análise qualitativa é predecessora de estudos quantitativos. Portanto, é comum o compartilhamento de fontes da literatura entre os dois métodos durante a modelagem dos cenários de análise.

Um dos principais trabalhos sobre análise de segurança de instalações nucleares é o relatório WASH-1400 (NUREG-75/14), emitido pela *U.S. Nuclear Regulatory Commission* (1975). Nesta publicação, voltada para usinas nucleares norte-americanas equipadas com reatores a água leve dos tipos PWR e BWR, são apresentados os possíveis cenários e eventos que podem ocorrer durante o desdobramento de um acidente severo na planta. Por meio do uso das técnicas de Árvore de Falhas e Árvore de Eventos, o estudo analisa as consequências radiológicas desses eventos e a probabilidade de sua ocorrência. Além disso, o estudo conclui que os riscos individuais apresentados pelas usinas nucleares eram aceitavelmente pequenos quando comparados com análises de risco conduzidas de maneira determinística. Essa comparação entre os métodos de análise destacou algumas limitações dos métodos determinísticos anteriormente realizados e demonstrou os benefícios da abordagens probabilísticas mais abrangentes.

Comprovada a eficácia da análise probabilística de segurança, foi observada a necessidade de obter dados de entrada cada vez mais precisos. Considerando que registros históricos de eventos incidentais e acidentais em instalações nucleares indicam potenciais falhas na planta, analistas começaram a utilizar esses eventos como fonte de dados para as análises de segurança. Nesse

sentido, os seguintes relatórios periódicos são considerados importantes fontes de dados históricos: NUREG/CR-5750 (U.S. NRC, 1999) e suas atualizações, que registram formalmente eventos incidentais e acidentais em plantas nucleares de potência nos Estados Unidos; e NUREG/CR-6928 (U.S. NRC, 2007), que aborda a ocorrência de eventos iniciadores associados a falhas em equipamentos e componentes dos sistemas de plantas nucleares.

Ainda no contexto da análise probabilística de segurança de plantas nucleares de potência, outras publicações também merecem destaque, como a NUREG/CR-2300 (U.S. NRC, 1983) e a INSAG-6, publicada pela *International Atomic Energy Agency* (1992). Ambas fornecem instruções normativas detalhadas sobre as metodologias formais para a realização de análises probabilísticas de segurança em instalações nucleares. Além disso, essas publicações descrevem conceitos e abordagens abrangentes, incluindo sugestões para estruturar as análises e modelar cenários acidentais.

Independentemente do modelo de análise adotado, a definição dos eventos adversos capazes de comprometer a operabilidade e segurança da planta nuclear é considerada uma das principais etapas durante a modelagem dos cenários acidentais. Entre as fontes de literatura que abordam esse tema, cabe destacar o documento técnico IAEA-TECDOC-719 (IAEA, 1993), que estabelece procedimentos para a definição de eventos iniciadores a serem considerados durante as análises probabilísticas de segurança. Além disso, o documento normativo IAEA-SSG-77 (IAEA, 2022) trata dos requisitos relacionados às ameaças internas e externas à operação de plantas nucleares

Os estudos de cenários pós-acidentais são fundamentais para o estabelecimento de barreiras e planos que visam mitigar as consequências de eventos adversos. No contexto da análise de acidentes em plantas nucleares comerciais, o NUREG-1150 (U.S. NRC, 1991) é considerado uma das principais referências sobre o assunto. Este relatório aborda análises das consequências associadas a acidentes severos em cinco plantas nucleares comerciais dos Estados Unidos da América. Utilizando análise probabilística de segurança, o relatório contribui para a compreensão e gestão dos riscos associados à operação de usinas nucleares, considerando uma variedade de cenários e suas possíveis consequências.

Ainda sobre o tema, o relatório de segurança IAEA-SRS-30 (IAEA, 2003) trata da análise de acidentes em plantas nucleares de potência que possuem exclusivamente reatores do tipo PWR. No documento, entre outros tópicos, são descritos os principais eventos acidentais aos quais uma planta nuclear equipada com reatores desse tipo está sujeita.

A fim de minimizar as possibilidades de ocorrência de eventos adversos em instalações nucleares, requisitos de segurança são empregados desde a fase de concepção da planta até seu descomissionamento. Esses requisitos não apenas garantem a operação segura das plantas, mas também visam prevenir a ocorrência de eventos que possam comprometer sua operação, bem como mitigar suas consequências. Um exemplo de publicação normativa sobre requisitos de segurança em instalações nucleares é o documento IAEA-SSR-2/1 (IAEA, 2007), que estabelece requisitos de projeto para as estruturas, sistemas e componentes de uma usina nuclear, assim como para procedimentos e processos organizacionais cruciais para a segurança da planta.

Embora as instalações nucleares sejam consideradas fontes seguras de geração de energia, sempre existirão riscos associados à sua operação. Nesse sentido, as técnicas de avaliação e gerenciamento de riscos utilizadas na análise de segurança representam ferramentas eficazes durante as etapas de modelagem dos cenários adversos.

No que diz respeito ao estudo de riscos, a Associação Brasileira de Normas Técnicas publicou duas normas relevantes: a ABNT-NBR-ISO 31000 (ABNT, 2009), que aborda as generalidades da gestão de riscos, discutindo diretrizes e princípios a serem considerados durante as análises; e a norma ABNT-NBR-ISO/IEC 31010 (ABNT, 2012), que descreve as técnicas e métodos empregados na avaliação e gerenciamento de riscos. Além disso, nesta instrução normativa publicada no ano de 2012, é sugerida a aplicabilidade das técnicas e métodos de acordo com o processo de avaliação de riscos. Por exemplo, sugere-se o uso da Análise Preliminar de Perigos¹ no processo de identificação de riscos, assim como a análise *Bow-tie* durante a análise dos riscos, abordando consequências, probabilidades, níveis de risco e avaliação dos riscos.

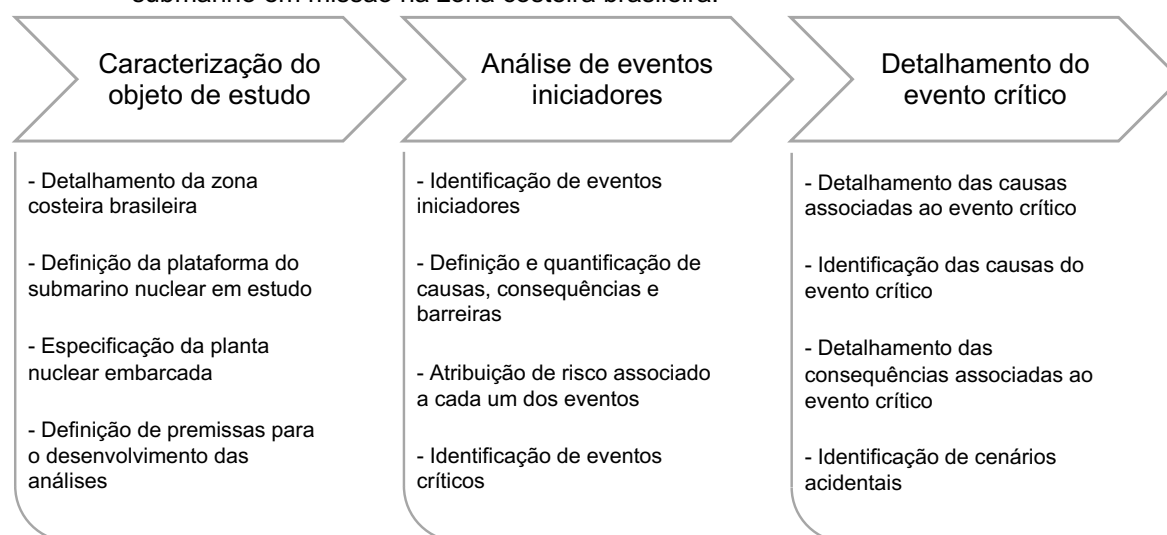
¹ A depender do autor, a técnica é definida como Análise Preliminar de Perigos (APP) ou Análise Preliminar de Riscos (APR). O presente trabalho adota a segunda definição, APR.

As publicações relacionadas ao segmento naval desempenham um papel fundamental no desenvolvimento da correlação entre instalações nucleares de potência e plantas embarcadas. Em um estudo divulgado pela *Nordic Nuclear Safety Research* (2012), por meio do relatório NKS-268, a entidade discute os impactos decorrentes de acidentes relacionados a veículos marítimos com propulsão nuclear. Os estudos descritos na publicação incluem uma compreensão detalhada de acidentes anteriores, avaliação comparativa de cenários de liberação de material radiativo, análise sistemática da segurança de plantas nucleares embarcadas e propostas de planos de prontidão para cenários emergenciais.

3 METODOLOGIA

A abordagem metodológica empregada no presente trabalho teve como principal foco o desenvolvimento estruturado de uma análise qualitativa de segurança aplicada a um sistema complexo. Neste contexto, a metodologia proposta foi desmembrada em três etapas, a saber: caracterização do objeto de estudo; análise de eventos iniciadores; e detalhamento do evento crítico. A síntese da abordagem metodológica é apresentada na Figura 3.

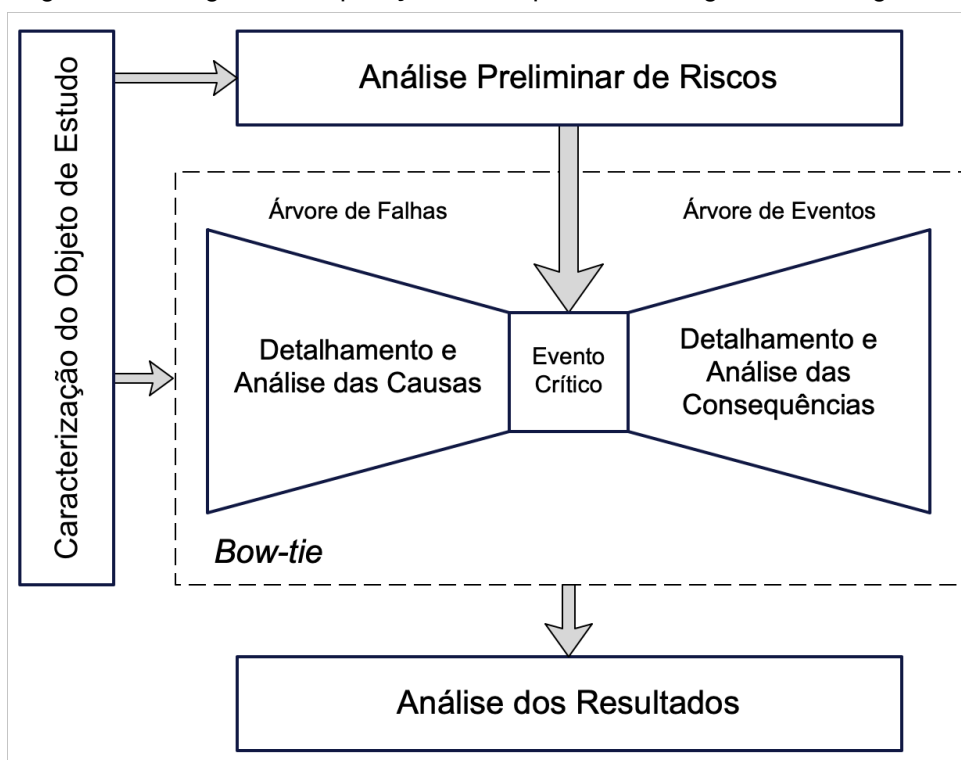
Figura 3 - Síntese das etapas que compõem a metodologia adotada nos estudos de segurança do submarino em missão na zona costeira brasileira.



Fonte: Autor.

O esquema apresentado na Figura 4 ilustra o fluxograma de aplicação das técnicas de análise utilizadas neste estudo. Conforme ilustrado na figura, as informações obtidas através da etapa de definição do objeto de estudo foram utilizadas não apenas durante a Análise Preliminar de Riscos (voltada à identificação das ameaças), mas também durante a fase de detalhamento do evento crítico por meio da técnica *Bow-tie* de análise. O detalhamento da abordagem metodológica desenvolvida no presente trabalho é apresentado nas seções seguintes deste capítulo.

Figura 4 - Fluxograma de aplicação das etapas da abordagem metodológica.



Fonte: Autor.

A caracterização do objeto de estudo, por conter peculiaridades e não seguir um protocolo formal para a sua definição, requereu uma abordagem especial que integrou a metodologia às características do submarinos com propulsão nuclear, a planta nuclear embarcada, as condições operativas, os sistemas de segurança e as características da zona costeira brasileira. A fim de facilitar o entendimento e favorecer a clareza das análises, bem como manter a organização e estrutura deste trabalho, a etapa de caracterização do objeto de estudo, incluindo a descrição das fontes utilizadas nesta etapa do desenvolvimento das análises, é detalhada no Capítulo 4 deste trabalho.

3.1 Análise de eventos iniciadores

A análise de eventos iniciadores está diretamente relacionada à identificação de eventos perigosos e ameaças associadas à operação de um sistema. Desta maneira, a identificação destes eventos visa, em suma: identificar as adversidades que possam comprometer a segurança do sistemas; descrever as características de cada ameaça; identificar as condições em que os eventos adversos podem estar presentes; identificar possíveis eventos que propiciem o

desencadeamento de ameaças; identificar os eventos precursores de eventos iniciadores de acidente; identificar eventos iniciadores que possam ser associados a outros eventos adversos; e permitir que os responsáveis pela segurança das operações estejam cientes das ameaças associadas ao sistema (RAUSAND e HAUGEN, 2020).

A identificação de eventos perigosos e ameaças é comumente realizada pelo emprego de métodos de avaliação e gerenciamento de riscos. Na Tabela 1, são apresentados alguns exemplos de técnicas utilizadas para este fim.

Tabela 1 - Técnicas para a identificação de eventos perigosos e ameaças.

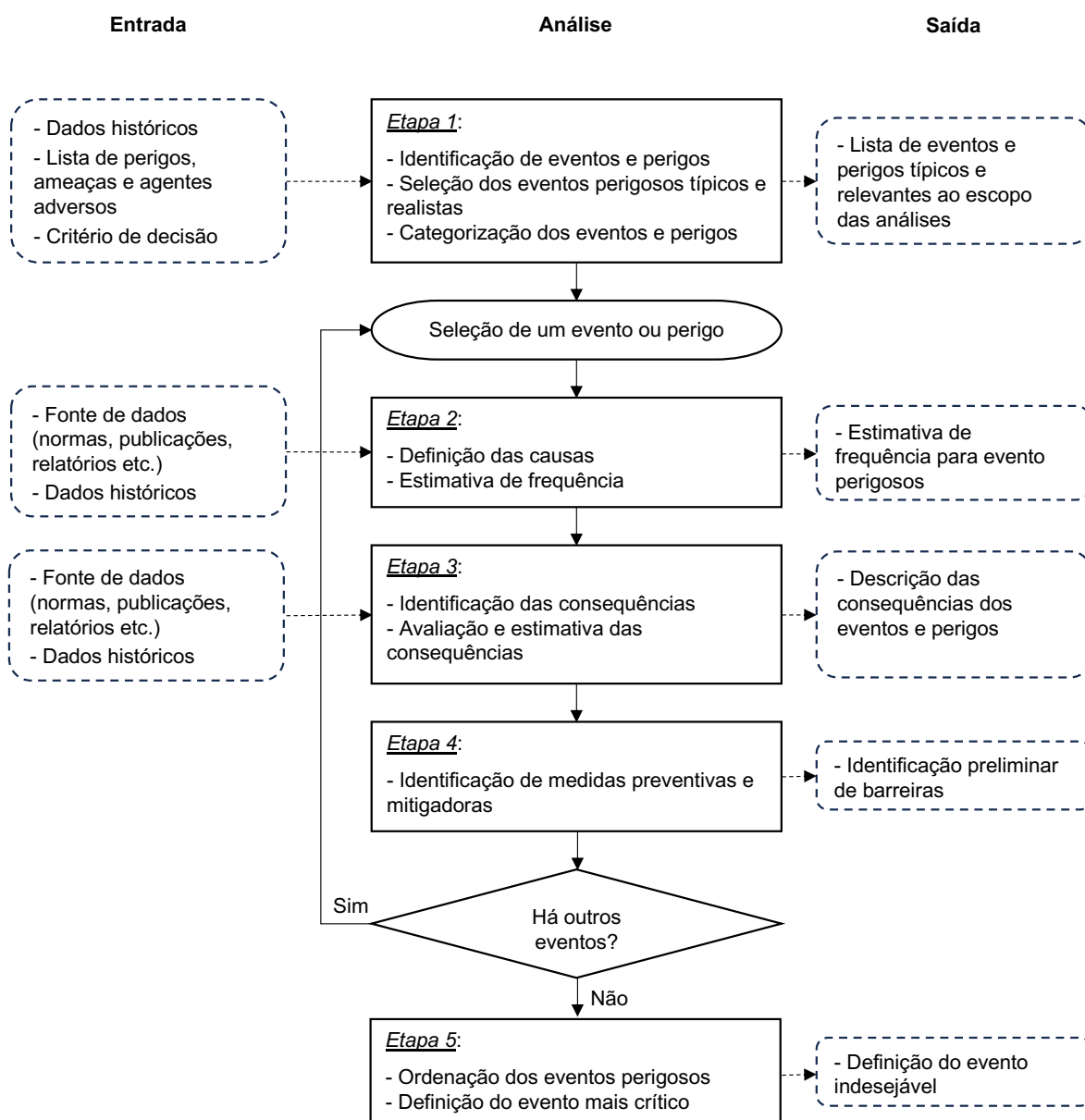
Método	Comentário
<i>Checklist e brainstorming</i>	Em muitos casos, é útil começar com uma lista de perigos genéricos e/ou eventos perigosos genéricos e decidir se, onde e como esses eventos podem ocorrer em relação ao objeto de estudo. Em seguida, sessões de trabalho em equipe e <i>brainstorming</i> podem ser utilizadas para obter detalhes sobre cada um dos eventos considerados.
Análise Preliminar de Riscos (APR)	Técnica de emprego simplificado e comumente utilizada para identificar perigos na fase de projeto de um objeto de estudo. A análise é chamada de "preliminar" porque seus resultados frequentemente são atualizados à medida que análises de risco mais detalhadas são realizadas. A APR também pode ser utilizada em fases posteriores do ciclo de vida do sistema e, para sistemas relativamente simples, pode constituir uma análise de risco completa e suficiente.
Análise de Modos de Falha e Efeitos (FMEA)	Ferramenta empregada na análise de confiabilidade de um sistema. Esta técnica tem como objetivo identificar todos os modos potenciais de falha nos componentes do sistema, associar as causas desses modos de falha e avaliar os efeitos que cada modo de falha pode ter em todo o sistema.
Estudos de Perigos e Operabilidades (HAZOP)	Técnica que visa identificar desvios e situações perigosas em plantas de processo. É baseada em trabalho em equipe e <i>brainstorming</i> estruturado com base em palavras-guia. O HAZOP é tido como técnica padrão para a avaliação de perigos no projeto de plantas de processamento. O HAZOP também é utilizado em fases posteriores do ciclo de vida de um sistema, especialmente relacionadas a modificações no sistema.
Técnica Estruturada "E se" (<i>What if</i>)	Técnica geralmente emprega uma sessão de <i>brainstorming</i> , onde um conjunto de perguntas do tipo "e se" é feito - e respondido pelos integrantes da equipe. O trabalho é estruturado usando uma lista de verificação dedicada. A técnica <i>What if</i> pode ser utilizada como uma versão HAZOP simplificada e pode ser aplicada aos mesmos tipos de sistemas.

Fonte: Rausand e Haugen (2020) e ABNT (2012) - Adaptado pelo autor.

Considerando o escopo das análises e as características do objeto de estudo, foi definido que a análise preliminar de riscos é a técnica mais adequada para analisar a segurança de um submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira. Esta conclusão se deve à versatilidade de emprego da ferramenta, especialmente em situações em que dados de entrada são escassos ou limitados.

Baseado na abordagem sugerida em Rausand e Haugen (2020), a técnica APR desenvolvida neste trabalho considerou cinco etapas, conforme o fluxograma apresentado na Figura 5.

Figura 5 - Fluxograma da análise preliminar de riscos (APR) empregado na identificação de ameaças à operação do submarino.



Fonte: Rausand e Haugen (2020) – Adaptado pelo autor.

Etapa 1. Identificação e categorização dos eventos

O propósito desta primeira etapa é estabelecer uma lista de eventos perigosos. A identificação de eventos em uma APR geralmente é realizada por meio de fontes pré-existentes acerca do objeto de estudo, sistemas semelhantes aos considerados nas análises e/ou opinião de especialistas. O resultado desse processo é tipicamente uma lista combinada de perigos, eventos adversos e perigosos à operação do sistema em estudo.

Desta maneira, a primeira etapa do desenvolvimento da APR consistiu em identificar os eventos típicos e relevantes aos quais um submarino está sujeito durante sua operação na zona costeira brasileira. Em seguida, foi realizada a categorização de cada elemento, possibilitando uma análise estruturada de cada um dos eventos identificados.

Tendo como componente inicial dos estudos as características da planta nuclear embarcada no submarino e seu perfil de operação, foram identificados os eventos iniciadores de maior relevância ao escopo das análises. Para isso, foram consideradas duas fontes de ameaças:

- a) Perigos externos (EXT)- são fontes originárias de eventos ocorridos externamente à planta nuclear, resultante de atividades humanas ou eventos naturais (IAEA, 1995), como por exemplo, o choque mecânico proveniente do submarino com outra embarcação; e
- b) Perigos internos – são fontes de eventos que resultam diretamente em acidentes associados à planta nuclear (IAEA, 2010). Os perigos internos estão associados a dois tipos de eventos iniciadores: os eventos iniciadores postulados e com ação direta no ciclo térmico da planta nuclear (ICT), como um transiente relacionada à inserção de reatividade no sistema; e eventos iniciadores sem relação direta com o ciclo térmico da planta nuclear (IPN), como a falha de um quadro elétrico da planta, por exemplo.

Conforme preconizado em IAEA (2002), os eventos iniciadores são eventos não intencionais, que podem ser oriundos de erros operacionais ou falhas de equipamento, e que, direta ou indiretamente, colocam em perigo as principais funções de segurança de um sistema.

Nos estudos realizados neste trabalho, os eventos iniciadores diretamente relacionados ao ciclo térmico da planta nuclear (ICT), provenientes de perigos internos, foram obtidos mediante a associação com plantas nucleares de potência do tipo PWR e extraídos de dados sugeridos por agências, entidades de pesquisas e órgãos reguladores relacionados à área nuclear, tais como a *International Atomic Energy Agency*, *Idaho National Laboratory*, *Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH* e *U.S. Nuclear Regulatory Commission*.

Em contrapartida, os eventos iniciadores não diretamente associados ao ciclo térmico da planta nuclear, resultantes de perigos internos (IPN) ou externos (EXT), foram listados por meio da reunião de dados históricos acerca de eventos em plantas nucleares de potência (JOHNSON e MA, 2022; e U.S. NRC, 2006), histórico de acidentes envolvendo submarinos nucleares (MIAN et al., 2019) e outros tipos de embarcações (ØLGAARD, 1996; e ARKIN e HANDLER, 1989); além das fontes supracitadas utilizadas para reunir os eventos iniciadores diretamente relacionados ao ciclo térmico da planta nuclear.

Para efeito de organização das análises, após a identificação dos eventos iniciadores, foi realizada a codificação deste eventos, conforme a fonte de ameaça, seguida de numeração sequencial, na qual o primeiro número indica a categoria do perigo e o segundo indica o evento iniciador. A origem do perigo é proveniente de três fontes:

- ICT: Perigo interno relacionado ao ciclo térmico da planta nuclear;
- IPN: Perigo interno relacionado à planta nuclear, porém sem relação direta ao ciclo térmico; e
- EXT: Perigo externo.

A categorização foi realizada por meio do agrupamento de eventos iniciadores de acordo com as características das ameaças, como exemplo o evento iniciador “travamento de válvula do pressurizador na posição aberta” está associado ao fenômeno macro, ou seja, a categoria “redução do volume de fluido de refrigeração”.

Etapa 2. Definição das causas e frequências

Nesta etapa, com base em fontes de dados que incluíram relatórios emitidos por agências e entidades reguladoras (U.S. NRC, 1975), análises de

segurança (GRS mbH, 1989), dados históricos acerca de acidentes em plantas de potência (JOHNSON e MA, 2022) e acidentes em submarinos nucleares (FERREIRA, 2022; e MIAN et al., 2019), foram identificadas e analisadas as causas dos eventos iniciadores listados na etapa anterior. Cabe salientar que a definição das causas associadas aos eventos iniciadores se deu por meio da análise qualitativa das possibilidades de falha em sistemas, equipamentos e componentes de uma planta nuclear típica equipada com um reator do tipo PWR.

As estimativas de frequência das causas dos eventos indesejados foram embasadas em recomendações emitidas pela IAEA (2002), associadas a relatórios de análises de segurança (GRS mbH, 1989), dados de confiabilidade de equipamentos e componentes de instalações nucleares (U.S. NRC, 2007), relatórios de frequência de acidentes e transientes de plantas nucleares de potência do tipo PWR (JOHNSON e MA, 2022), além de dados históricos de eventos acidentais envolvendo submarinos nucleares (FERREIRA, 2022; e MIAN et al., 2019) e plantas nucleares embarcadas (ØLGAARD, 1996). Em seguida, as estimativas de frequência foram quantificadas e atribuídas a Fatores de Frequência de Causa (FFC), conforme definido na Tabela 2.

Tabela 2 - Quantificação do fator de frequência de causa (FFC) de acordo com a expectativa de ocorrência de eventos adversos.

FFC	Frequência anual	Característica	Expectativa de ocorrência
1	$< 10^{-6}$	Evento remoto	Não esperado ao longo da vida útil da planta
2	$10^{-6} - 10^{-4}$	Evento improvável	$< 1\%$ ao longo da vida útil da planta
3	$10^{-4} - 10^{-2}$	Evento possível	$> 1\%$ ao longo da vida útil da planta
4	$10^{-2} - 1$	Evento esperado	Ocorrência ao longo da vida útil da planta

Fonte: IAEA (2002) - Adaptado pelo autor.

Etapa 3. Identificação e avaliação das consequências

Nesta etapa, foram identificadas e avaliadas as potenciais consequências decorrentes de cada um dos eventos iniciadores, tendo as análises desenvolvidas de modo similar à avaliação das causas.

As fontes de dados empregadas para o levantamento das possíveis consequências foram provenientes de relatórios de segurança da IAEA (2019 e 2002) e documentos normativos da U.S. NRC (1975 e 1991).

A metodologia utilizada para quantificar as consequência dos eventos teve como fonte primária a escala internacional para eventos nucleares e radiológicos (INES, do inglês, *International Nuclear and Radiological Event Scale*), proposta em IAEA (2008). A quantificação das consequências dos eventos se deu pela definição do Fator de Impacto da Consequência (FIC), correspondente ao nível INES do evento indesejado, conforme descrito na Tabela 3.

Tabela 3 - Avaliação do fator de impacto da consequência (FIC) em decorrência do evento acidental. (continua)

FIC	Descrição	Cenário
5	Acidente com amplas consequências	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação limitada de material radioativo com possível implantação de contramedidas; - Diversas mortes por efeito da radiação; - Dano severo ao núcleo do reator; - Liberação de grande quantidade de material radioativo no interior do submarino; - Alta probabilidade de exposição significativa do público externo ao ambiente do submarino.
4	Acidente com consequências locais	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação de baixa quantidade de material radioativo com medidas locais de contenção; - Pelo menos uma morte por exposição à radiação; - Dano / derretimento do elemento combustível; - Liberação de material radioativo no interior do submarino; - Média probabilidade de exposição do público externo ambiente do submarino.
3	Incidente sério	<ul style="list-style-type: none"> - Excesso de exposição à radiação e efeito determinístico não letal da radiação à tripulação; - Contaminação do ambiente interno no submarino; - Baixa probabilidade de exposição do público externo.
2	Incidente	<ul style="list-style-type: none"> - Exposição de tripulante acima dos limites ocupacionais anuais; - Exposição do público externo a níveis acima de 10 mSv; - Liberação de material radioativo no interior do submarino; - Sem consequências significativas para a vida da tripulação ou operação do submarino.

Tabela 4 - Avaliação do fator de impacto da consequência (FIC) em decorrência do evento acidental. (conclusão)

FIC	Descrição	Cenário
1	Anormalidade	- Transientes operativos do reator com retorno à operação normal; - Falha em sistemas da planta com ativação de sistemas de emergência.

Fonte: IAEA (2008) - Adaptado pelo autor.

Etapa 4. Identificação de barreiras, medidas preventivas e mitigadoras

As barreiras, assim como as medidas preventivas e mitigadoras de eventos indesejáveis, foram definidas com base na planta nuclear embarcada no submarino. Nesta etapa, além dos aspectos de segurança inerentes ao projeto dos sistemas, equipamentos e componentes da planta, tais como redundância, separação física, compartimentação, dentre outros, foram abordados os sistemas dedicados exclusivamente à segurança, cuja finalidade é garantir a integridade e operabilidade da planta nuclear e do submarino como um todo. Além disso, foram consideradas recomendações de projeto para plantas nucleares de potência, com a devida aplicação e empregabilidade às características de um submarino.

Etapa 5. Identificação das ameaças

A identificação das ameaças foi realizada com base na ordenação dos eventos iniciadores de acordo com o fator de risco de cada um deles. Portanto, nesta etapa, foi calculado o Fator de Risco (FR) associado a cada evento analisado (Equação 1). Em seguida, os eventos iniciadores foram classificados em ordem decrescente de ameaça à operação do submarino na zona costeira brasileira.

$$FR = FFC \times FIC \quad (1)$$

onde, FFC representa o fator de frequência da causa; e FIC é o fator de impacto da consequência.

Após a conclusão das cinco etapas do processo de análise dos eventos adversos à operação do submarino na zona costeira brasileira, os resultados foram inseridos em uma tabela APR customizada ao escopo dos estudos propostos. Na Tabela 5, é apresentado o cabeçalho da referida tabela.

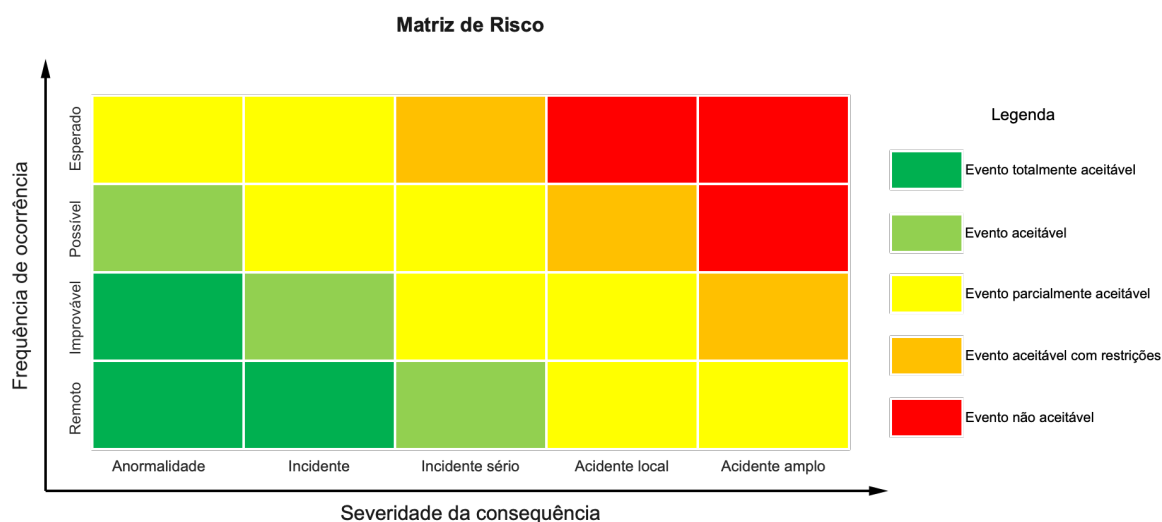
Tabela 5 - Cabeçalho da tabela da análise preliminar de risco (APR) utilizada para avaliar os eventos adversos à operação do submarino.

Código	Categoria	Evento Iniciador	Causa	Potencial Consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
--------	-----------	------------------	-------	------------------------	-----	-----	----	-----------

Fonte: Autor.

Adicionalmente, diante dos valores de FFC e FIC para cada um dos eventos, foi elaborada uma matriz de riscos utilizada para ilustrar graficamente o número de eventos em cada nível de ameaça. Mediante a característica das matrizes de risco de relacionar a probabilidade e a consequência de eventos indesejáveis, a matriz resultante das análises considerou como base para a frequência de ocorrência o fator de frequência da causa (eixo das ordenadas) e, de maneira análoga, a severidade das consequências foi definida com base no fator de impacto da consequência (eixo das abscissas). Desta maneira, o diagrama definido da matriz de risco utilizado para representar o número de eventos iniciadores de acordo com o risco que eles apresentam é ilustrado na Figura 6.

Figura 6 - Modelo de matriz de risco adotado para a definição do evento mais crítico à operação do submarino.



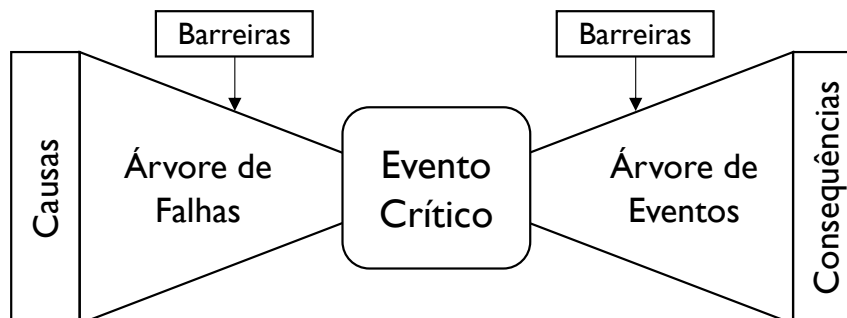
Fonte: Autor.

3.2 Detalhamento do evento crítico

O detalhamento do evento de maior criticidade à operação do submarino em missão na zona costeira brasileira visou identificar as possíveis causas/raízes do evento, bem como analisar de maneira ampla as consequências de sua

ocorrência. Esta atividade foi executada através da aplicação do modelo de análise *bow-tie*. De maneira esquemática, o modelo *bow-tie* para análise de eventos adversos é representado na Figura 7.

Figura 7 - Modelo esquemático de um diagrama *bow-tie* típico.



Fonte: Autor.

Conforme ilustrado na Figura 7, um evento identificado como perigoso ou crítico à operação de um sistema é inserido no centro do diagrama, com as causas exibidas no lado esquerdo e as consequências no lado direito. Neste modelo, são considerados vários perigos e/ou ameaças que podem levar ao evento crítico, podendo, assim, resultar em diferentes consequências. Geralmente, várias barreiras estão disponíveis entre os perigos/ameaças e o evento crítico, e entre o evento crítico e as consequências. O modelo é um instrumento visual útil tanto para a concepção quanto para a análise de riscos (RAUSAND e HAUGEN, 2020).

O método *bow-tie* é uma ferramenta de gerenciamento de risco do tipo causa-consequência (ARICI et al., 2020). As causas apontadas no diagrama são os eventos que podem resultar no evento indesejável (evento crítico), enquanto as consequências são os efeitos adversos causados pela ocorrência deste evento (CHAPMAN, 2016).

Para o desenvolvimento das análises, a modelagem *bow-tie* reúne as técnicas de análise por árvore de falhas (análise das causas) e árvore de eventos (análise das consequências), cuja união entre as árvores é dada pelo evento crítico (ABNT, 2012).

A análise por meio deste modelo é uma metodologia eficiente de análise de segurança devido à sua possibilidade de identificar as causas/raízes e as consequências dos eventos indesejáveis. Contudo, para o objeto de estudo proposto neste trabalho, a aplicação quantitativa da técnica é comprometida pela

escassez de informação, dados insuficientes e incertezas. Portanto, para contornar estas dificuldades, as análises desenvolvidas foram conduzidas de maneira qualitativa. Adicionalmente, o emprego do modelo *bow-tie* utilizado neste trabalho está relacionado ao fato de que esta ferramenta permite uma visualização didática e de fácil compreensão em comparação com outros modelos que analisam as causas e as consequências de um evento adverso.

As seções seguintes deste tópico descrevem os fundamentos das técnicas de análise por árvore de falhas e árvore de eventos, que caracterizam o método *bow-tie*.

3.2.1 Análise por árvore de falhas

A análise por árvore de falhas descreve uma técnica na qual se especifica um estado indesejável, denominado evento topo, que geralmente é crítico do ponto de vista de segurança. Em seguida, sob o espectro ambiental e operacional do sistema, são realizadas análises acerca das possíveis causas que podem resultar no estado indesejável.

A árvore de falhas é graficamente representada por combinações lógicas de falhas que resultam no evento topo. As falhas podem ser associadas, por exemplo, a erros humanos, falhas em componentes mecânicos ou elétricos, hardware, software, dentre outros (U.S. NRC, 1981). As falhas são definidas por dedução, organizadas de uma maneira lógica e representadas graficamente em um diagrama em formato de árvore que descreve as causas e sua relação lógica com o evento topo (ABNT, 2012).

O modelo de análise por árvore de falhas não fornece todos os possíveis modos de falha de um sistema e nem todas as possíveis causas para a falha do sistema. Este tipo de análise é capaz de avaliar o evento topo, ou seja, um modo específico de falha do sistema e, conseqüentemente, são analisadas apenas as falhas que podem contribuir para que este evento topo ocorra. Adicionalmente, as falhas identificadas durante as análises não são exaustivas, haja vista que sua identificação depende da experiência e conhecimento técnico do analista (U.S. NRC, 1981).

Em sua essência, a técnica de análise por árvore de falhas é uma técnica qualitativa de análise. Entretanto, devido às relações lógicas binárias presentes na

árvore e à fácil adaptação a expressões binárias, essa técnica é comumente empregada em análises qualitativas (U.S. NRC, 1981). Além disso, a análise por árvore de falhas tem por objetivo identificar todas as possíveis combinações de eventos básicos que podem resultar no evento crítico; em análises quantitativas, descobrir a probabilidade de ocorrência de um evento crítico em um determinado intervalo de tempo ou a frequência de ocorrência; e identificar aspectos (componentes, barreiras, estrutura, recursos humanos, etc.) do sistema que podem ser melhorados a fim de reduzir as chances de ocorrência de eventos indesejados sobre o sistema (RAUSAND e HAUGEN, 2020).

A árvore de falhas é formada por uma sequência de eventos interconectados por portas lógicas que permitem ou bloqueiam a passagem de falhas ao longo da árvore, em direção ao evento topo. As portas indicam a necessidade de ocorrência de eventos inferiores, que resultam em eventos superiores. A simbologia das portas representa o tipo de relação entre os eventos inferiores e superiores (U.S. NRC, 1981).

3.2.1.1 Simbologia da árvore de falhas

A árvore de falhas é composta por uma sequência de blocos que representam os eventos primários, eventos intermediários, portas lógicas e símbolos de transferência. Na Tabela 6, é apresentada a simbologia de blocos típica da árvore de falhas.

Tabela 6 - Simbologia típica utilizada em análises por árvore de falhas.

(continua)



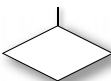









Símbolo	Nome	Descrição
<u>Eventos Primários</u>		
	Círculo	<i>Evento básico</i> : Evento iniciador que não requer a ocorrência de outro evento
	Oval	<i>Evento Condicionante</i> : Evento de ocorrência específica ou restritiva (comumente empregado com as portas “E PRIORITÁRIA” ou “INIBIDORA”)
	Diamante	<i>Evento Não Desenvolvido</i> : Evento que não se desenvolve por conta de consequências insuficientes ou falta de informações

Tabela 5 - Simbologia típica utilizada em análises por árvore de falhas. (conclusão)

Símbolo	Nome	Descrição
	Casa	<u>Evento Externo</u> : Evento de ocorrência normalmente esperada, não sendo considerado um evento de falha
	Retângulo	Evento que ocorre mediante a falha lógica combinada de eventos inferiores
<u>Eventos Intermediários</u>		
<u>Portas Lógicas</u>		
	Porta "OU"	Porta que representa a operação de união entre os eventos, ou seja, a saída ocorre se pelo menos um evento de entrada ocorrer
	Porta "E"	Porta que representa a operação de intersecção entre os eventos, ou seja, a saída ocorre se todos os eventos de entrada ocorrerem
	Porta "OU EXCLUSIVA"	A saída ocorre se apenas um evento de entrada ocorrer exclusivamente
	Porta "E PRIORITÁRIA"	A saída ocorre se todos os eventos de entrada ocorrerem em uma sequência específica (a sequência é definida pelo Evento Condicionante)
	Porta "INIBIDORA"	A saída ocorre se uma única falha ocorrer na presença de uma situação favorável definida pelo Evento Condicionante
<u>Transferência</u>		
	Triângulo de Entrada	Indica que parte do diagrama foi desenvolvido em uma outra página e que a conexão ocorre naquele ponto
	Triângulo de Saída	Indica que a árvore continuará em outra página a partir daquele ponto

Fonte: Pandey (2005) e U.S. NRC (1981) - Adaptado pelo autor.

3.2.1.2 Roteiro para a elaboração da árvore de falhas

A elaboração do diagrama de análise da árvore de falha deve seguir uma sequência lógica que conecta os eventos primários ao evento topo através de eventos intermediários e portas lógicas. A fim de viabilizar a construção otimizada do diagrama, a U.S. Coast Guard (2007) emitiu um guia sugerindo o procedimento de construção da árvore. As etapas a serem seguidas são descritas na Tabela 7.

Tabela 7 - Roteiro padrão para a elaboração da árvore de falhas.

Etapa	Descrição
1.	Defina o sistema de interesse Especifique e defina de maneira clara o escopo e as condições iniciais do sistema cujas informações de falha são necessárias
2.	Defina o evento topo (evento crítico) a ser analisado Identifique o problema que deverá ser analisado
3.	Defina o ramo superior da árvore Determine os eventos e condições que resultam diretamente no evento topo
4.	Explore cada ramo sucessor em detalhe Determine os eventos e condições que resultam diretamente nos eventos intermediários. Repita o processo a cada nível sucessor até que o diagrama da árvore esteja completo
5.	Analise as combinações de falha até o evento topo Analise a árvore em busca da combinação de eventos que possam resultar no evento topo. A combinação de eventos e condições suficientes e necessárias para causar o evento topo é chamada de conjunto de cortes mínimos.
6.	Identifique potenciais falha de causa comum e as ajuste de maneira apropriada no diagrama Liste os conjuntos de cortes mínimos a fim de identificar as dependências entre os eventos. As dependências são ocorrências únicas que podem resultar em múltiplos eventos ou em condições que ocorram de maneiras simultânea
7.	Realize a análise quantitativa (se necessário) Empregue dados estatísticos acerca das falhas descritas no modelo a fim de estimar o comportamento futuro do sistema
8.	Utilize os resultados em tomadas de decisão Utilize os resultados das análises na identificação da condição mais vulnerável do sistema com o objetivo de sugerir modificações efetivas que visam a redução dos riscos associados a esta vulnerabilidade

Fonte: U.S. Coast Guard (2007) - Adaptado pelo autor.

Considerando o escopo das atividades propostas neste trabalho, como as análises puramente qualitativas e a utilização dos resultados na modelagem *bow-tie*, o roteiro descrito na Tabela 7 foi adaptado da seguinte maneira:

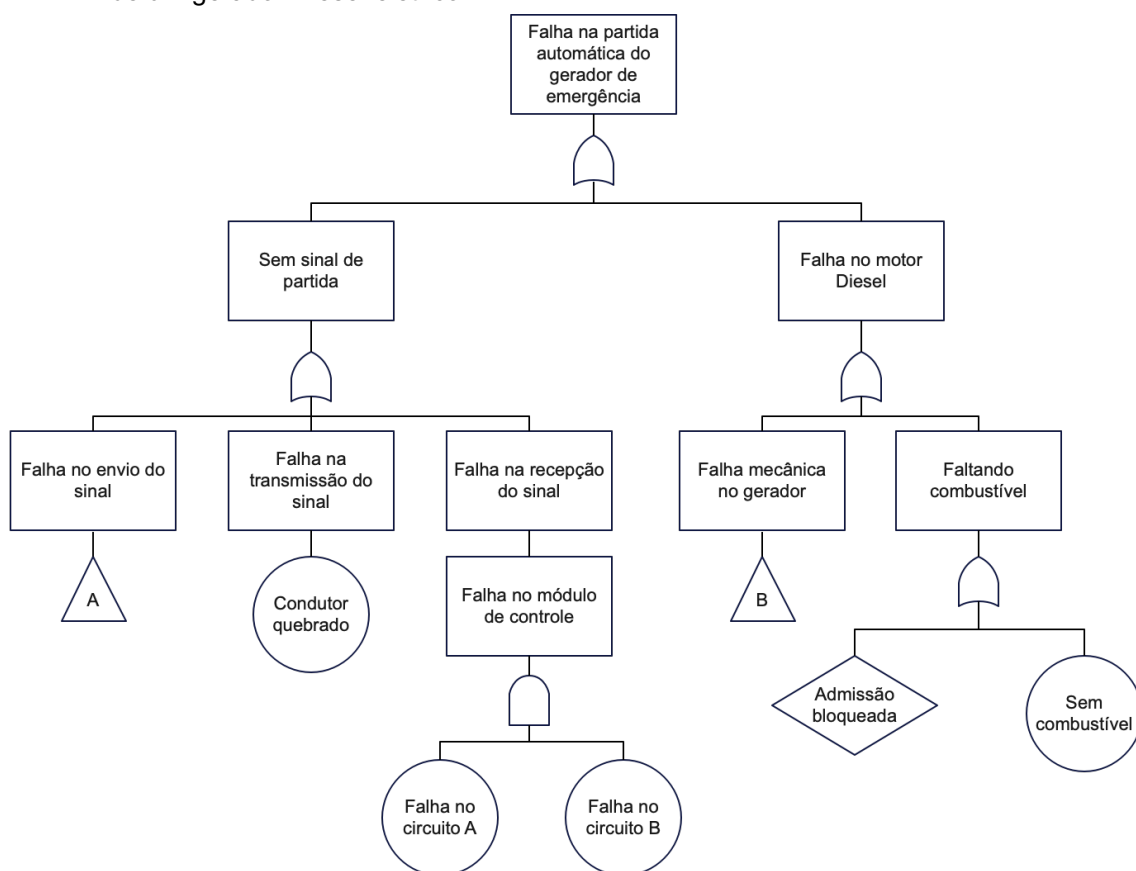
- Definição do evento topo - identifique o problema que deverá ser analisado (evento crítico);
- Definição do ramo superior da árvore - determine os eventos e condições que resultam diretamente no evento topo;
- Detalhamento dos ramos - determine os eventos e condições que resultam diretamente nos eventos intermediários, repetindo o processo a

cada nível sucessor até que todos os eventos básicos estejam definidos;
e

- Análise das combinação de falha até o evento topo - analise a árvore em busca da combinação de eventos que possam resultar no evento topo.

Na Figura 8, é exemplificado um modelo de aplicação da árvore de falhas para um defeito no acionamento automático de um gerador de emergência.

Figura 8 - Exemplo de análise por árvore de falhas aplicada ao estudo de falha na partida automática de um gerador Diesel-elétrico.



Fonte: Agência Brasileira de Normas Técnicas (2012) - Adaptado pelo autor.

É oportuno salientar que a construção da árvore de falhas é subjetiva e o processo de análise considera:

- **Nível de detalhes:** o número de eventos básicos deve ser definido de acordo com a necessidade de detalhamento da árvore, sempre respeitando o escopo das análises;
- **Atribuição probabilísticas (em análises quantitativas):** quando o objetivo da análise é quantificar a ocorrência dos eventos, a construção da árvore

deve ser encerrada quando cessar a disponibilidade de valores probabilísticos ou dados sobre as falhas; e

- Significância: o nível de detalhe deve ser tal que os eventos básicos não desenvolvidos correspondam aos aspectos do projeto que estão sendo analisados.

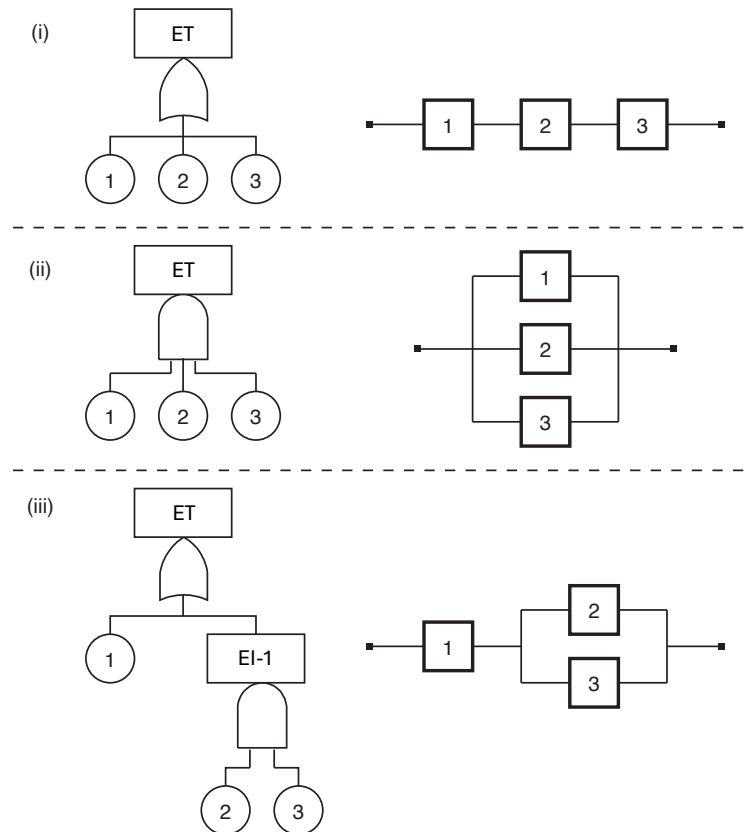
Por fim, descrito o embasamento teórico acerca da técnica árvore de falhas, é fundamental ressaltar que todos os dados utilizados para a elaboração da árvore de falhas desenvolvida neste trabalho, após a identificação do evento crítico, tiveram como base dados extraídos de relatórios de eventos emitidos pelo *Electric Power Research Institute* (EPRI), em associação com a U.S. NRC (U.S. NRC, 2015; e EPRI, 2016). Além disso, as fontes de pesquisas incluíram guias e normas da IAEA (2004 e 1998).

3.2.1.3 Conjuntos de cortes mínimos

O estudo dos conjuntos de cortes mínimos é considerado um dos principais métodos de análise qualitativa da árvore de falhas. Por definição, os cortes de uma árvore de falhas correspondem ao conjunto de eventos básicos cuja ocorrência simultânea resulta no evento topo da árvore. Portanto, os conjuntos de cortes mínimos são representados pelo menor número possível de eventos básicos capazes de resultar no evento topo (RAUSAND, 2014).

A análise dos conjuntos de cortes mínimos é comumente empregada por meio da conversão da árvore de falhas em diagrama de blocos, principalmente em ocasiões em que a árvore é composta por poucos elementos. Na Figura 9, são apresentados exemplos dessa conversão.

Figura 9 - Modelo ilustrativo de conversão de uma árvore de falhas em diagrama de blocos.



Fonte: Rausand (2014) - Adaptado pelo autor.

Os conjuntos de cortes mínimos são definidos em diagramas de blocos através da análise das entradas e saídas de cada bloco. Isso é realizado tanto por meio da ligação em série, correspondente à porta lógica "OU" da árvore de falhas, quanto pela associação de blocos conectados em paralelo, referente à porta lógica "E" da árvore.

No caso de uma ligação em série, conforme ilustrado no cenário (i) da Figura 9, o diagrama de blocos associado à árvore de falhas apresenta 3 conjuntos de cortes mínimos, são eles: $C_1 = \{1\}$; $C_2 = \{2\}$; $C_3 = \{3\}$.

A ligação em paralelo entre blocos é exemplificada na seção (ii) da Figura 9. Neste cenário, o diagrama apresenta apenas 1 conjunto de cortes mínimos composto pela associação de 3 blocos, a saber: $C_1 = \{1, 2, 3\}$. Portanto, na análise desta árvore de falhas, só existe uma única maneira de ocorrência do evento topo, ou seja, a ocorrência simultânea dos eventos básicos 1, 2 e 3.

Em análises por árvore de falhas, é comum utilizar associações entre portas lógicas do tipo "OU" e "E" para representar a ocorrência dos eventos básicos

que resultam no evento topo. Nesses casos, a representação do diagrama de blocos da árvore é composta por ligações de blocos em série e em paralelo, conforme ilustrado na seção (iii) da Figura 9. É possível observar que o diagrama apresenta apenas duas entradas e duas saídas de conjunto de blocos, ou seja, 2 conjuntos de cortes mínimos: $C_1 = \{1\}$; $C_2 = \{2, 3\}$.

A conversão da árvore de falhas em diagrama de blocos é uma abordagem eficaz para identificar os conjuntos de cortes mínimos da árvore. No entanto, em análises mais complexas, recomenda-se o uso de recursos computacionais para a identificação e análise desses conjuntos (RAUSAND e HAUGEN, 2020).

Um fator importante nas análises qualitativas dos conjuntos de cortes mínimos é a ordem dos cortes. Esta ordem é determinada pelo número de eventos básicos que compõem o corte (SILVA, 2005). Assim, os conjuntos de cortes mínimos são classificados como de 1ª, 2ª, 3ª, ... , kª ordem quando os cortes são representados por 1, 2, 3, ... , k eventos básicos, respectivamente. Nos exemplos ilustrados na Figura 9, observa-se que o cenário (i) possui 3 cortes de 1ª ordem, enquanto o cenário (ii) possui 1 corte de 3ª ordem, e o cenário (iii) possui 1 corte de 1ª ordem e 1 corte de 2ª ordem.

3.2.2 Análise por árvore de eventos

As análises por árvores de eventos são amplamente empregadas em estudos de cenários acidentais. A técnica tem sido utilizada com sucesso desde o início da década de 1970, em diversas áreas de aplicação. As árvores de falhas podem ser integradas de maneira eficaz na árvore de eventos para analisar falhas em barreiras (RAUSAND e HAUGEN, 2020). A origem exata da técnica não é bem definida, porém ganhou notoriedade após a publicação *WASH-1400 Reactor Safety Study NUREG-75* (U.S. NRC, 1975).

A árvore de eventos é uma técnica intuitiva usada para a avaliação de riscos e confiabilidade de um sistema, tendo como foco de estudo as consequências de um evento indesejável (GHEORGHE e MOCK, 2012). Tratada de maneira qualitativa ou quantitativamente, a árvore de eventos representa graficamente as sequências de desencadeamento de eventos associados à ocorrência de um evento iniciador (ABNT, 2012). O desdobramento da árvore de

eventos é dado a partir das análises de falha ou sucesso das barreiras projetadas para conter os efeitos indesejáveis resultantes do cenário adverso ou mitigar as consequências dos impactos da ocorrência do evento iniciador.

Rausand e Haugen (2020) descrevem os principais objetivos da aplicação da técnica árvore de eventos, a saber: identificação de cenários acidentais que possam resultar em eventos catastróficos; identificação de barreiras e medidas mitigadoras às consequências dos eventos acidentais; avaliação da aplicabilidade e confiabilidade destas barreiras diante do cenário acidental; definição de eventos internos e externos que possam influenciar o desenvolvimento do evento catastrófico; e determinação e avaliação do panorama global do cenário acidental.

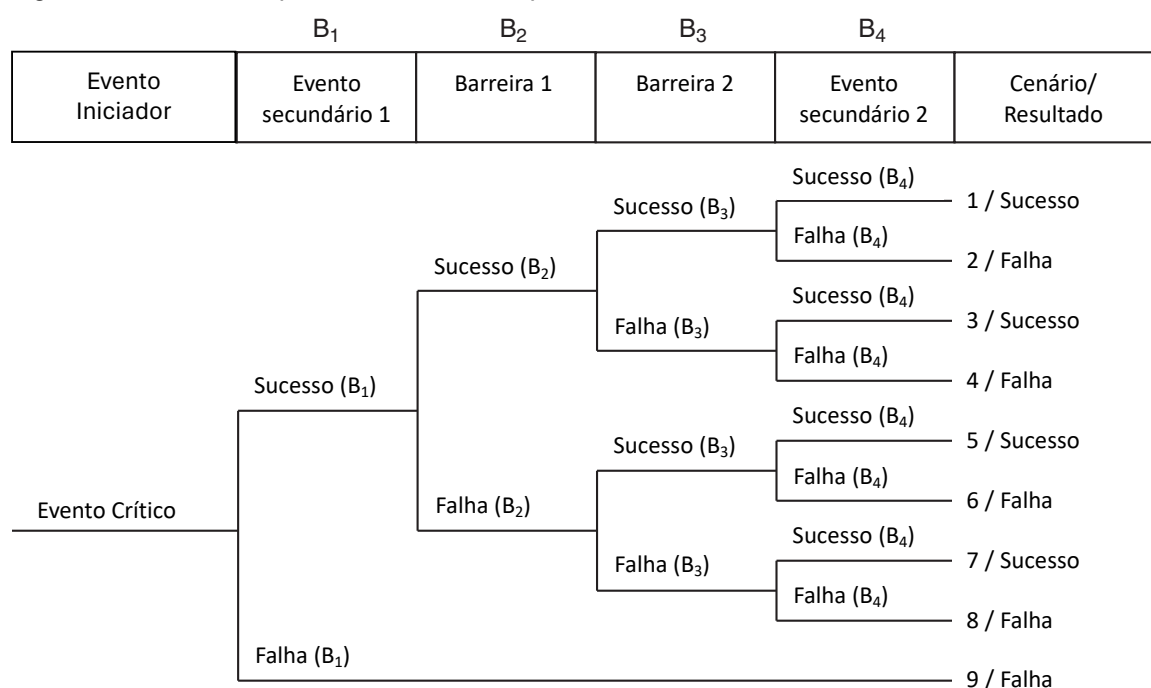
Podendo ser aplicada em qualquer etapa de um processo ou ciclo de vida de um sistema, a árvore de eventos possibilita a análise de eventos agravantes ou atenuantes em consequência de um evento iniciador. Com isso, esta técnica é utilizada para modelar eventos iniciadores que possam resultar em ganhos ou perdas. No setor nuclear, é comum observar o emprego da análise por árvore de eventos em estudos relacionados à análise de acidentes. Contudo, no mercado financeiro, por exemplo, além de ser considerada uma poderosa ferramenta no processo de tomada de decisão, a técnica árvore de falha é empregada para prever o comportamento do mercado (MEIRELLES, 2004).

Neste tipo de análise, as barreiras são consideradas elementos fundamentais com funções mitigadoras à ocorrência do evento crítico. As barreiras podem ser compostas por equipamentos ou componentes de um sistema, intervenções humanas, procedimentos de emergência ou a combinações destes, podendo variar desde dispositivos simples até sistemas de segurança complexos. Sempre que possível, as barreiras devem ser projetadas de maneira independente, de modo que uma falha em uma barreira não influencie o desempenho de outras. Esta independência entre as barreiras muitas vezes é tida como um desafio de projeto, pois o princípio da independência pode reduzir a eficiência e flexibilidade do sistema (IAEA, 2010).

A elaboração do diagrama da árvore de eventos durante as atividades desenvolvidas neste trabalho teve como referência o roteiro sugerido por Rausand e Haugen (2020). O diagrama foi elaborado da esquerda para a direita, tendo como

início o evento crítico à operação do submarino. Em seguida, as barreiras e medidas mitigadoras foram listadas em colunas. As barreiras foram organizadas de acordo com a sequência lógica e cronológica dos acontecimentos. Na sequência, foram definidas as ramificações da árvore, considerando que o ramo superior representava “sucesso” da atuação da barreira e o ramo inferior representava a “falha”. Devido ao número de barreiras listadas, eventos secundários não foram diretamente considerados no diagrama. Estes eventos foram detalhados em uma tabela descritiva associada a cada um dos cenários resultantes. Na Figura 10, é esquematizado um modelo de diagrama de árvore de eventos.

Figura 10 - Modelo esquemático de análise por árvore de eventos.



Fonte: Ferdous et al. (2011) - Adaptado pelo autor.

A ocorrência de cada um dos cenários (consequências) é dada pela associação entre evento crítico e o sucesso ou falha de cada uma das barreiras, conforme as relações apresentadas na Tabela 8.

Tabela 8 - Avaliação dos cenários resultantes em relação ao evento crítico e as respostas das barreiras do sistema.

Cenário	Ocorrência
1	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Sucesso (B2) \cap Sucesso (B3) \cap Sucesso (B4)
2	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Sucesso (B2) \cap Sucesso (B3) \cap Falha (B4)
3	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Sucesso (B2) \cap Falha (B3) \cap Sucesso (B4)
4	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Sucesso (B2) \cap Falha (B3) \cap Falha (B4)
5	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Falha (B2) \cap Sucesso (B3) \cap Sucesso (B4)
6	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Falha (B2) \cap Sucesso (B3) \cap Falha (B4)
7	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Falha (B2) \cap Falha (B3) \cap Sucesso (B4)
8	Evento Crítico \cap Sucesso (B1) \cap Falha (B2) \cap Falha (B3) \cap Falha (B4)
9	Evento Crítico \cap Falha (B1)

Fonte: Autor.

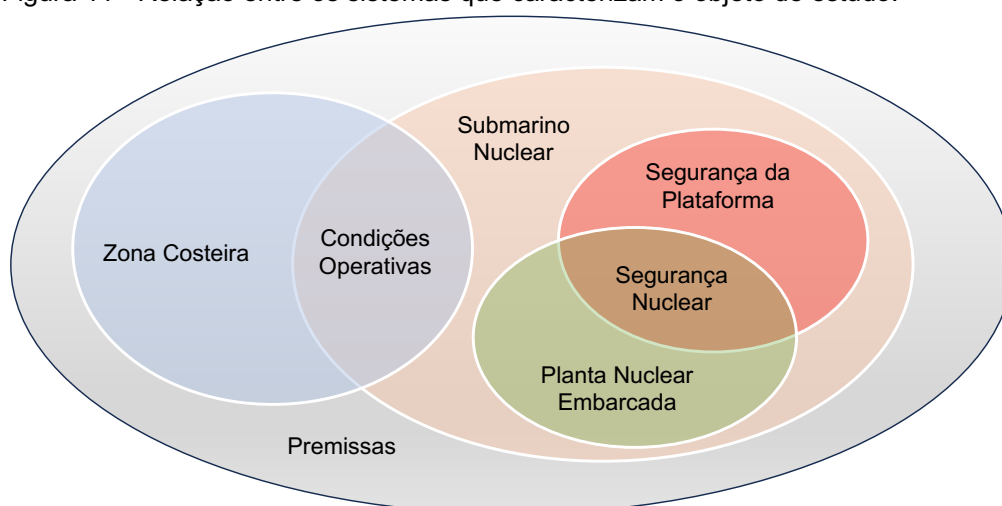
Embora o modelo de árvore de eventos permita a realização de uma abordagem com fins quantitativos, as análises realizadas neste trabalho foram desenvolvidas de maneira qualitativa e o evento iniciador da árvore foi representado pelo evento crítico à operação do submarino, identificado na Seção 3.2. Não obstante, o processo de elaboração da árvore de eventos, além de seguir o roteiro estabelecido na fundamentação teórica supracitada, considerou como fonte de dados as publicações voltadas, principalmente, às possíveis consequências da ocorrência de eventos críticos. Tais publicações foram emitidas em formato de normas, documentos reguladoras, relatórios e artigos científicos, dentre os quais se destacam os relatórios emitidos pela IAEA (1998 e 2004), U.S. NRC (2005), EPRI (2016) e autores como Depetro et al. (2021).

4 CARACTERIZAÇÃO DO OBJETO DE ESTUDO

As análises de segurança requerem uma caracterização precisa do objeto de estudo. Segundo Rausand e Haugen (2020), os principais aspectos a serem definidos nos estágios iniciais dos estudos relacionados à segurança são: as interfaces físicas e funcionais com os sistemas associados ao objeto de estudo; as interações e restrições relacionadas a fatores externos ao escopo das análises; os aspectos técnicos, humanos e organizacionais relevantes; as condições ambientais; a energia, material e informações que servem como dados de entrada e/ou saída para as análises; as funções realizadas pelo objeto de estudo; e as condições de operação e limitações relativas ao objeto de estudo.

Para as análises voltadas à finalidade deste trabalho, foi necessária a identificação de premissas para o desenvolvimento dos estudos de segurança. Para isto, foram caracterizados os seguintes objetos de interesse: a zona costeira brasileira, em especial, o seu mar territorial; o submarino de referência e sua planta nuclear embarcada; e os sistemas de segurança tanto do navio, como da planta. Além disso, foram definidas as condições operativas do navio, associando as características da zona costeira e do submarino nuclear de referência. Na Figura 11, é ilustrado o modelo utilizado para a caracterização do objeto de estudo e definição das premissas de análise.

Figura 11 - Relação entre os sistemas que caracterizam o objeto de estudo.



Fonte: Autor.

4.1 Zona costeira brasileira

A identificação das características relativas à zona costeira, em especial ao mar territorial brasileiro, é fundamental para a definição do cenário operacional do submarino e, conseqüentemente, para a realização efetiva da análise de segurança do navio. Nesta etapa da abordagem metodológica, foram revisados trabalhos acadêmicos (FURIATI, 2022), cartas náuticas (MARINHA DO BRASIL, 2023), artigos científicos (ABREU *et al.*, 2017; COSTA, 2012; RODRIGUES, 2003) e livros que descrevem os aspectos geológicos, morfológicos e ambientais desta região (MARQUES *et al.*, 2016; GRANZIERA *et al.*, 2024).

Os dados e parâmetros coletados acerca da região que foram diretamente empregados nos métodos e técnicas de análise de segurança são relativos aos possíveis impactos sobre a operabilidade e segurança do submarino, assim como sobre sua tripulação. Deste modo, para este trabalho, características da zona costeira com potencial relevância a outros danos à região, como por exemplo, o comprometimento do tráfego marítimo próximo a zonas portuárias, não foram considerados durante as análises.

Como resultado desta etapa de caracterização da região de operação do submarino, foram obtidas as premissas de análise, descritas na Seção 4.3 deste capítulo.

4.2 Submarino nuclear de referência

A caracterização de um submarino nuclear com a finalidade de avaliar os aspectos de segurança relativos à sua operação é uma tarefa complexa, haja vista que dados técnicos e operacionais sobre estes meios navais são normalmente classificados como sigilosos. Portanto, para que fosse viável a realização dos estudos, foi necessário assumir algumas premissas e correlações, principalmente com relação a plantas nucleares de potência equipadas com reatores do tipo PWR e navios submarinos de outras marinhas.

As principais características físicas e operacionais do submarino analisado foram extraídas de um submarino de referência, cujas características, segundo dados ostensivos, são similares ao SCPN. O navio de referência considerado nas análises foi o submarino SSN-688, da classe Los Angeles,

pertencente à *U.S. Navy*. Os dados referentes ao submarino de referência são apresentados na Tabela 9.

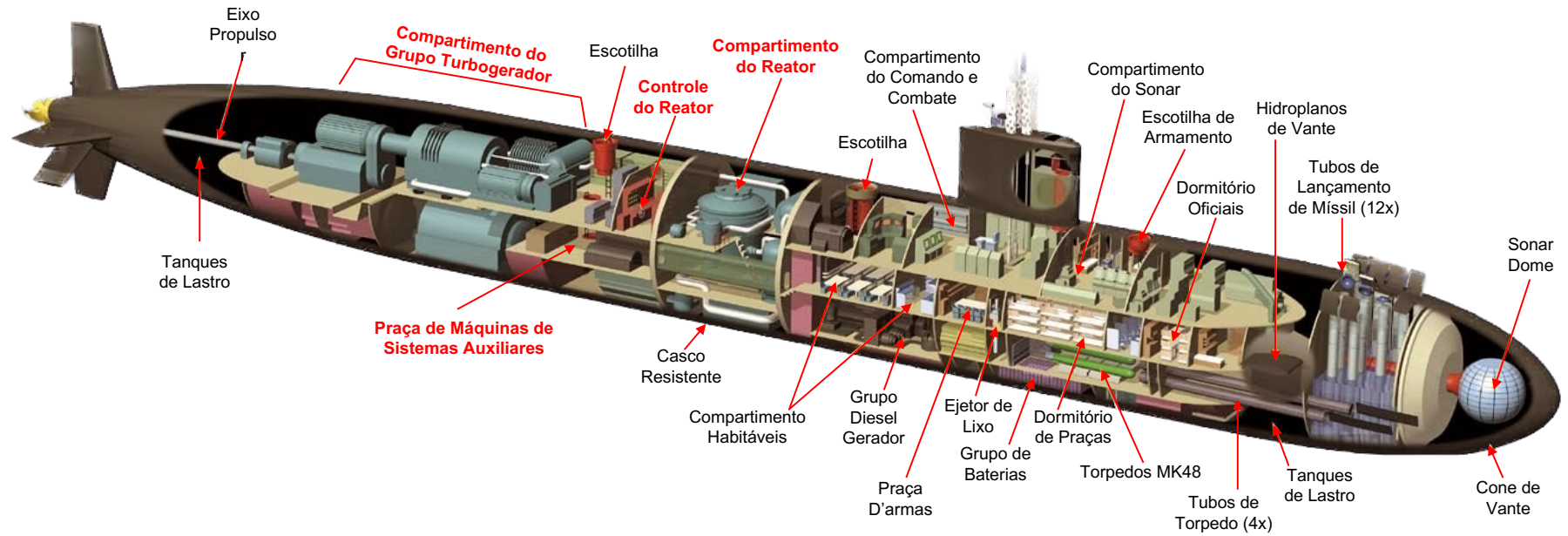
Tabela 9 - Características físicas e técnicas do submarino nuclear de referência.

Característica	Parâmetro / Valor / Performance	Fonte
Submarino de referência	U.S. Los Angeles (SSN 688)	-
Tipo	Submarino nuclear de ataque (SSN)	U.S. Navy (2023)
Tripulação	143 tripulantes	U.S. Navy (2023)
Quantidade de reator(es)	1	U.S. Navy (2023)
Tecnologia do reator nuclear	PWR	Polmar e Moore (2004)
Potência do reator nuclear	22,4 MW (30.000 hp)	Polmar e Moore (2004)
Número de turbinas	2	Polmar e Moore (2004)
Quantidade de eixos propulsores	1	U.S. Navy (2023)
Deslocamento	Superfície: 6.080 t / Submerso: 6.927 t	Polmar e Moore (2004)
Comprimento	~ 110 m	U.S. Navy (2023)
Diâmetro do casco resistente	~ 10 m	U.S. Navy (2023)
Calado	9,75 m	Polmar e Moore (2004)
Velocidade máxima	33 nós (~ 61 km/h)	Polmar e Moore (2004)
Profundidade máxima (teste)	290 m	Polmar e Moore (2004)
Capacidade de ataque	4 tubos de lançamento de torpedo 25 torpedos MK 48 12 mísseis (Tomahawk)	Polmar e Moore (2004)

Fonte: U.S. Navy (2023) e Polmar e Moore (2004) - Adaptado pelo autor.

Na Figura 12, é apresentado um modelo esquemático do arranjo interno do submarino de referência utilizado durante as análises.

Figura 12 - Arranjo e compartimentação esquemática do submarino referência.



Fonte: Mitch (2014) - Adaptado pelo autor.

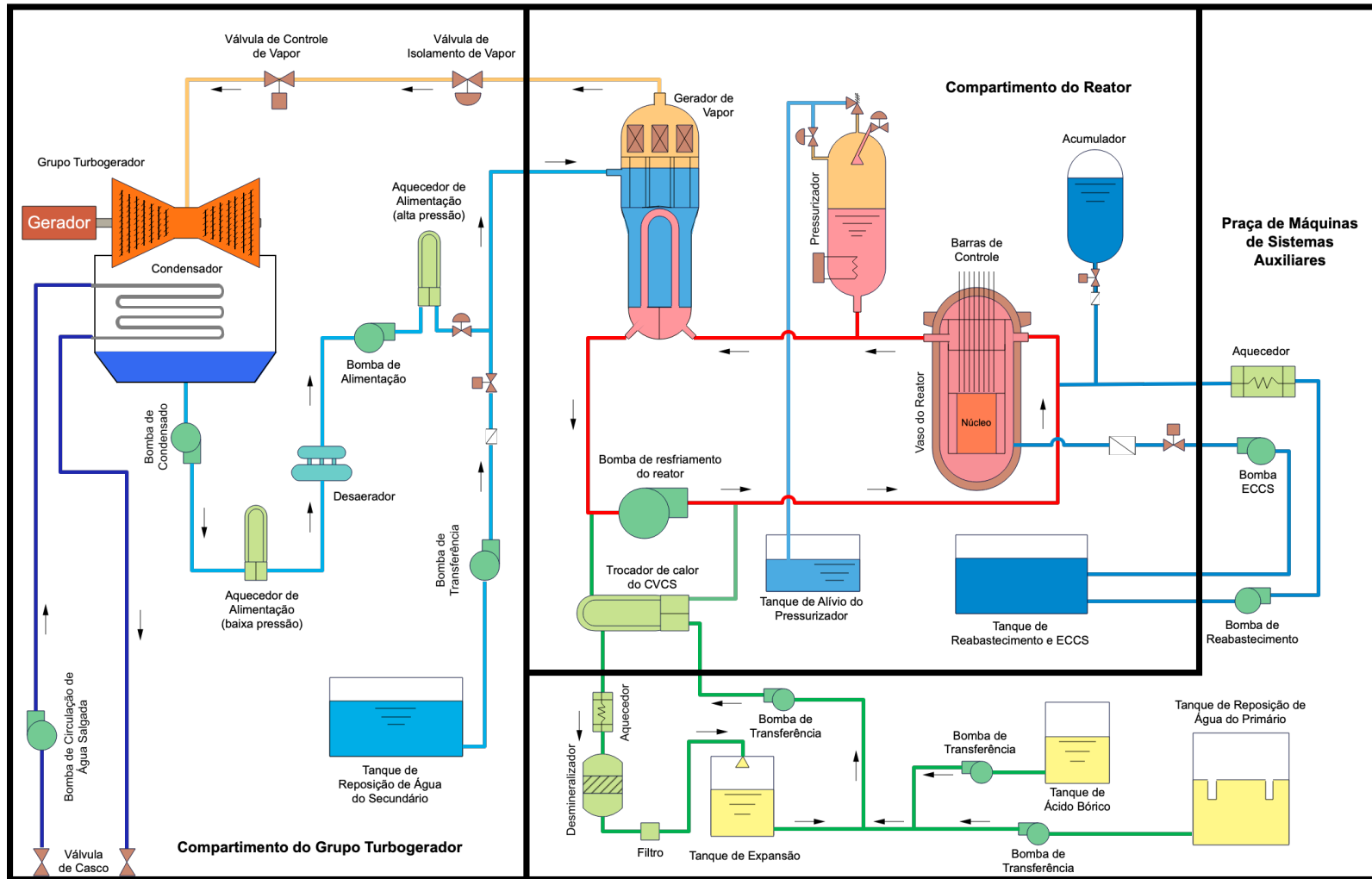
4.2.1 Planta nuclear embarcada

O modelo de planta nuclear embarcada considerado para o desenvolvimento das análises de segurança é composto por um reator do tipo PWR. Além de representar a tecnologia de reatores mais empregados em submarino, o submarino nuclear brasileiro (SCPN) será equipado com um reator do tipo PWR (FERREIRA e SOUZA, 2018).

Para as análises, foi considerada uma planta nuclear simplificada obtida através de modelos de ampla disponibilidade e livre acesso, como a planta da *Mitsubishi Heavy Industries, LTD* (2004) e a planta da *Westinghouse Electric Corporation*, cujos detalhes estão disponíveis em NUREG-0544 (U.S. NRC, 2016). Para constituir um modelo viável para os estudos pretendidos, a planta nuclear embarcada no submarino foi elaborada por meio da adaptação de plantas nucleares de potência equipadas com reatores de água pressurizada em conjunto com as características e especificações do submarino de referência. Deste modo, tendo em vista o escopo das análises, a planta nuclear embarcada resultante foi constituída por uma versão simplificada de uma planta PWR típica, ou seja, composta apenas pelos principais sistemas, equipamentos e componentes característicos deste tipo de planta nuclear.

Na Figura 13, é apresentado o modelo esquemático e ilustrativo da planta nuclear embarcada utilizado para o desenvolvimento dos estudos realizados neste trabalho.

Figura 13 - Diagrama esquemático da planta nuclear embarcada do submarino de referência.



Fonte: Autor - Representação gráfica baseada em U.S. NRC (2016) e MHI (2004).

Embora não esteja explícito no diagrama, os circuitos primário, secundário e terciário apresentam redundância parcial em seus equipamentos e componentes, além de tubulações, componentes de rede e instrumentação, o que possibilita a continuidade da operação da planta mesmo em caso de eventuais indisponibilidade de alguns equipamentos. Tais equipamentos e componentes geralmente são os que apresentam menor fator de confiabilidade e/ou que, normalmente, requerem manutenção com maior periodicidade, como é o caso de bombas hidráulicas e filtros, por exemplo.

Como se pode observar na Figura 13, a planta nuclear embarcada definida para o submarino de referência se assemelha a uma planta nuclear de potência do tipo PWR padrão.

No ciclo térmico da planta nuclear embarcada, o calor gerado no núcleo por meio das reações de fissão nuclear é dissipado no vaso do reator para a água do circuito primário. Esta água aquecida é enviada para o gerador de vapor, onde troca calor com a água do circuito secundário. Em seguida, a água do circuito primário, em menor temperatura, passa pela bomba de resfriamento do reator e o ciclo se reinicia. Por se tratar de um reator do tipo PWR, em condições normais de operação, a água do circuito primário se mantém em estado líquido durante todo o ciclo térmico. Isto é possível devido à pressão interna do sistema, que é mantida em níveis operacionais por um pressurizador presente no circuito primário. O circuito primário é considerado um sistema fechado, pois em condições normais de operação, não há contato com a água do circuito secundário.

No circuito secundário, após a água do sistema ser bombeada para dentro do gerador de vapor e trocar calor com o fluido do circuito primário, a água é aquecida e se vaporiza. O vapor gerado é conduzido para a rede principal de vapor, alimentando e acionando o grupo turbogerador. O grupo turbogerador é composto por turbinas a vapor de alta e baixa pressão (regeneração) acopladas a um gerador elétrico. A energia elétrica produzida nos geradores é transferida para o sistema de baterias do navio.

Após a passagem pelas turbinas, o vapor em baixa pressão é transferido para o condensador, que ao trocar calor com a água salgada do sistema terciário é condensado. Em seguida, a água em estado líquido é bombeada pela bomba de condensado, passa por um aquecedor intermediário de baixa pressão e é

transferida para o desaerador. Removido o excesso de ar inserido na água durante o processo de condensação, a água do circuito é bombeada pela bomba de alimentação, passa por um aquecedor de alta pressão e retorna ao gerador de vapor, fechando o ciclo térmico do circuito secundário. O circuito secundário é considerado um sistema fechado, pois em condições normais de operação, não há contato com a água dos circuitos primário ou terciário.

No circuito terciário, por sua vez, a água do sistema é coletada diretamente do ambiente marítimo por uma rede de tubulação que atravessa o casco resistente do navio. Após ser coletada, a água do sistema é bombeada pela bomba de circulação de água salgada, sendo transferida para o condensador a fim de trocar calor com o vapor em baixa pressão do circuito secundário. Após a passagem pelo condensador, a água do sistema, em maior temperatura, retorna ao ambiente marítimo. Embora a água do circuito terciário não tenha contato direto com a água do circuito secundário em condições normais de operação, a coleta e descarte de água salgada junto ao ambiente marítimo caracteriza o circuito como um sistema aberto.

Além de apresentar o ciclo térmico simplificado da planta nuclear embarcada do submarino de referência, na Figura 13, são apresentados alguns sistemas importantes para a operação da planta, como os sistema de controle químico e volumétrico (CVCS, do inglês, *Chemical and Volumetric Control System*) e o sistema de resfriamento de emergência do núcleo (ECCS, do inglês, *Emergency Core Cooling System*). Tais sistemas estão relacionados à operação segura da planta e são descritos na seção seguinte deste trabalho.

4.2.2 Sistemas de segurança

A identificação dos sistemas de segurança presentes no submarino é importante para o desenvolvimento das análises de segurança, haja vista que estes sistemas são responsáveis pela prevenção de eventos indesejáveis e/ou por mitigar as consequências deste eventos. Durante as análises, os sistemas de segurança representaram as barreiras de proteção à planta nuclear embarcada e, em um espectro mais amplo, para o submarino como um todo.

Os sistemas de segurança identificados para o submarino de referência foram classificados em duas categorias: sistemas de segurança da plataforma do

submarino; e sistemas de segurança da planta nuclear. No que diz respeito à segurança da plataforma do submarino, foram considerados os sistemas relacionados à segurança do navio e sua tripulação nas condições de operação na zona costeira brasileira, ou seja, sistemas de segurança aplicáveis a missões em outras áreas foram descartados das análises, a exemplo de sistemas associados à segurança de navegação em águas profundas. Em contrapartida, a definição dos sistemas de segurança da planta nuclear se deu por meio da identificação de todos os sistemas que visam a operabilidade segura da planta, mesmo após a ocorrência de eventos indesejáveis, como transientes de operação. Além disso, foram relacionados às análises, todos os sistemas que visam a prevenção e mitigação de acidentes associados à planta nuclear, como a perda do reator nuclear.

A seguir, são listados e descritos resumidamente os sistemas de segurança considerados nas análises. Cabe enfatizar que as informações descritas são relativas a um submarino de referência e que os sistemas descritos abaixo são comuns a navios submarinos e/ou plantas nucleares de potência do tipo PWR. Ademais, a identificação destes sistemas de segurança foi realizada por meio de pesquisas a fontes ostensivas. Os sistemas relativos ao submarino foram majoritariamente identificados através dos trabalhos publicados por Guimarães (1999), Higgins (2001) e Takano et al. (2001). Com relação aos sistemas de segurança de plantas nucleares de potência equipadas com reatores do tipo PWR, as principais fontes de informação para a definição dos sistemas de segurança foram as publicações emitidas pela IAEA (2021; e 2002), U.S. NRC (2016; 1975; 1991; e 2005) e GRS mbH (1989).

Sistema elétrico

O sistema elétrico é responsável pelo gerenciamento e distribuição de energia elétrica por todo o submarino. Para o navio submarino de referência, o sistema elétrico adotado é composto por uma rede elétrica normal e outra de emergência. Tanto a rede normal quanto a de emergência possuem quadros e linhas de distribuição de corrente alternada (CA) e de corrente contínua (CC). Na rede normal, os quadros e linhas de distribuição CA são redundantes, independentes, segregadas em dois bordos e distribuídas ao longo do navio. A linha de distribuição CC é única e alimenta, geralmente, equipamentos de baixa

potência. A rede elétrica de emergência, por sua vez, apresenta a mesma redundância e números de quadros de linhas de distribuição CA e CC. Entretanto, a rede elétrica de emergência é conectada, de modo *backup*, apenas aos sistemas considerados essenciais à segurança da plataforma do navio e/ou da planta nuclear.

Sistema integrado de controle e monitoramento da planta nuclear (SICM)

O sistema integrado de controle e monitoramento da planta nuclear é uma unidade centralizada responsável pela aquisição, processamento e gerenciamento de dados referente a todos os sistemas que integram a planta nuclear embarcada.

Por meio de um console central, localizado no compartimento de controle do reator, os operadores têm acesso aos parâmetros operacionais e de segurança, além de monitorar e controlar os sistemas da planta. De maneira simplificada, o console central é composto por unidades de processamento e painéis de controle e monitoramento. A unidade de processamento do console integra os códigos e lógicas operacionais e de segurança de todos os sistemas da planta nuclear. Desta maneira, a unidade de processamento é capaz de emitir comandos automáticos aos atuadores da planta ou ativar alarmes em casos de não conformidades, por exemplo. Através dos painéis de controle e monitoramento, os operadores têm acesso, em tempo real, às condições de todos os sistemas da planta, além de poder enviar comandos remotos aos atuadores dos sistemas.

O SICM é projetado para operar em modos normais de operação da planta, com possibilidade de atuação automática nas condições de transientes operacionais. Os alarmes emitidos por não conformidade de parâmetros dos sistemas são informados graficamente nas telas dos painéis de controle e monitoramento, ao passo que alertas sonoros são ativados. O console central é alimentado eletricamente por bordos elétricos segregados e independentes, das redes normal e emergência do sistema elétrico do navio. O sistema de proteção do reator (RPS, no inglês, *Reactor Protection System*) é conectado ao sistema integrado de controle e monitoramento da planta nuclear.

Sistema de controle e monitoramento da planta nuclear (modo degradado) (SCMD)

Em caso de falhas ou indisponibilidade do SICM, os principais parâmetros da planta poderão ser controlados e monitorados por este sistema. O sistema é constituído majoritariamente por painéis analógicos e composto por instrumentos conectados por ligações ponto-a-ponto (*hardwire*), ou seja, os sinais de monitoramento e controle são recebidos ou transmitidos de maneira direta. Os painéis de controle e monitoramento do sistema estão arranjados próximo ao console central do SICM, de modo que os operadores da planta tenham acesso facilitado a ambos os sistemas.

Os painéis de controle e monitoramento do sistema estão disponíveis durante toda a operação da planta nuclear embarcada. Ademais, os painéis do SCMD são alimentados eletricamente por bordos elétricos segregados e independentes, das redes normais e emergência do sistema elétrico do navio. O sistema de proteção do reator (RPS) é integrado no sistema de controle e monitoramento da planta nuclear (modo degradado).

Sistema normal de resfriamento do núcleo do reator

O sistema normal de resfriamento do núcleo compreende o circuito primário da planta e é responsável pela manutenção dos limites de temperatura estabelecidos em projeto. Neste sistema, a fonte fria de calor é proveniente do circuito secundário, que troca calor com o fluido do circuito primário (fonte quente) dentro do gerador de vapor. Em seguida, as bombas do sistema bombeiam a água para dentro do reator, resfriando o núcleo.

Para as análises presentes neste trabalho, foi considerado um circuito de bombeamento, composto por duas bombas, sendo uma das bombas atuando de maneira contínua e a outra em modo *standby*. Os equipamentos elétricos do sistema, bem como os componentes de instrumentação e controle, são conectados de maneira redundante em bordos elétricos segregados e independentes, das redes normal e emergência do sistema elétrico do navio.

Todos os equipamentos e componentes do sistema estão arranjados dentro do compartimento do reator, ou seja, é vedado o acesso ao sistema pelos tripulantes do navio durante a missão. A arquitetura de controle e monitoramento do sistema é integrada no SICM e SCMD.

Sistema de proteção do reator (RPS)

O sistema de proteção do reator (RPS, do inglês, *Reactor Protection System*) visa a segurança da planta e a manutenção da integridade física do núcleo do reator nuclear. O RPS está embutido no sistema integrado de controle e monitoramento da planta nuclear e o sistema de controle e monitoramento da planta nuclear (modo degradado) e é responsável pelo desligamento do reator (trip) em caso de detecção de alguma anormalidade nos parâmetros de operação da planta (pressão, temperatura, vazão etc.). O modo de desligamento do reator ocorre pela inserção completa das barras de controle no núcleo do reator, eliminando as reações em cadeia. Alarmes visuais e sonoros são emitidos no compartimento de controle da planta nuclear e no compartimento de comando do navio quando o RPS é acionado.

Sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS)

O sistema de resfriamento de emergência do núcleo (ECCS, do inglês, *Emergency Core Cooling System*) é responsável por manter o núcleo do reator resfriado em condições acidentais extremas, onde há perda total ou parcial do circuito primário da planta, como por exemplo, a perda de fluido de resfriamento do circuito primário (LOCA). O sistema é acionado de maneira automática, geralmente por meio da aquisição e processamento de parâmetros do circuito primário, como pressão e temperatura. A atuação do sistema é dada pela injeção direta de água de refrigeração no núcleo do reator. O sistema é composto, principalmente, por bombas de injeção de água em emergência, tanques de armazenamento, tubulações, componentes de rede e instrumentos. Os equipamentos elétricos e instrumentos do sistema são conectados às redes normais e de emergência do sistema elétrico do navio de maneira redundante, segregada e independente.

Sistema de remoção de calor residual

O sistema de remoção de calor residual é responsável pelo resfriamento do núcleo do reator após ter sido desligado. O decaimento dos produtos de fissão libera energia em forma de calor no núcleo do reator mesmo após a inserção completa das barras de controle e extinção das reações em cadeia. A remoção do calor residual normalmente é realizada através da manutenção do funcionamento das bombas dos circuitos primário, secundário e terciário da planta, até que o

núcleo atinja os limites de temperatura de segurança. A remoção do calor residual é controlada e monitorada pelo sistema integrado de controle e monitoramento da planta nuclear e pelo sistema de controle e monitoramento da planta nuclear (modo degradado).

Sistema de controle químico e volumétrico (CVCS)

O sistema de controle químico e volumétrico é um sistema responsável pelo controle da concentração de elementos químicos da água do circuito primário, principalmente a concentração de boro, que atua como agente moderador e controla a reatividade no reator. Adicionalmente, o sistema é responsável pelo controle volumétrico de água do circuito primário, sendo capaz de adicionar ou remover água do circuito conforme a necessidade. Os equipamentos elétricos e instrumentos do sistema são conectados às redes normais e de emergência do sistema elétrico do navio. Todos os parâmetros do sistema são monitorados e controlados através do SICM.

Sistema de contenção do reator nuclear

O sistema de contenção do reator nuclear é uma barreira física cuja função é conter o vazamento de material radioativo em situações acidentais. No submarino de referência adotado neste trabalho, o sistema de contenção abriga, principalmente, os equipamentos e componentes que integram o circuito primário da planta. O sistema também engloba a estrutura mecânica do compartimento, incluindo anteparas resistentes e portas estanques. Adicionalmente, o sistema propicia a manutenção da pressão atmosférica do compartimento do reator abaixo da pressão atmosférica do restante do submarino, evitando que o ar do compartimento do reator saia para o ambiente externo em caso de perda de estanqueidade.

Sistema de água salgada do circuito terciário

O sistema de água salgada do circuito terciário é responsável pela remoção de calor do circuito secundário da planta nuclear embarcada. Os principais elementos do sistema são: condensador, válvulas de casco, bombas, filtros, instrumentação e elementos de rede. A arquitetura do sistema é considerada vital para a segurança da planta nuclear e, portanto, todos os equipamentos elétricos do

sistema estão conectados de maneira redundante e segregada em quadros normais e de emergência do sistema elétrico do navio. Além disso, o condensador é alimentado por uma rede de água salgada redundante. A arquitetura de controle e monitoramento do sistema é integrada ao sistema integrado de controle e monitoramento da planta nuclear e ao sistema de controle e monitoramento da planta nuclear (modo degradado).

Sistema de detecção de radiação

O sistema de detecção de radiação é composto por instrumentos capazes de detectar a presença de radioatividade, desconsiderando a radiação de fundo (*background*). Os detectores são alocados em posições estratégicas ao longo do submarino e, em caso de ativação, alarmes visuais sonoros são disparados para toda a tripulação. Neste momento, o Grupamento de Controle Radiológico é prontamente acionado.

Sistema de detecção e combate a incêndio

O sistema de detecção e combate a incêndio é um sistema vital para todo o submarino, incluindo a planta nuclear. O sistema integra diversos elementos que visam a rápida detecção e combate ao incêndio. O sistema conta com agentes extintores específicos para cada categoria de incêndio. Além dos extintores móveis, o sistema é composto por uma rede fixa de água e outra de CO₂. O sistema ainda é composto por sensores de detecção de fumaça e câmeras de circuito fechado, que são distribuídas em compartimentos estratégicos ao longo de todo o submarino e, em caso de ativação, alarmes visuais sonoros são disparados para toda a tripulação. Neste momento, o Grupamento de Controle de Avarias (CAv) é prontamente acionado.

Sistema de respiração em emergência

O sistema de respiração em emergência não está diretamente associado à segurança da planta nuclear. O sistema é composto, principalmente, por uma tubulação de ar comprimido em baixa pressão distribuída ao longo do navio. A tubulação do sistema se espalha por compartimentos estratégicos e tem como função fornecer ar respirável aos tripulantes em caso de comprometimento do ar ambiente interno do submarino, seja por contaminação do ar ou variações

significativas de pressão. Com o auxílio de uma máscara de respiração, na qual o tripulante se conecta à tubulação do sistema, o indivíduo é capaz de respirar normalmente. Além disso, o sistema conta com cilindros móveis de respiração localizados em determinados compartimentos do navio. Os cilindros móveis são empregados no combate direto ao sinistro ou avarias, normalmente utilizados pelos integrantes dos Grupamentos de Proteção Radiológica ou Grupamento de Controle de Avarias (CAv). O sistema de respiração em emergência não depende da rede elétrica do navio para o seu funcionamento.

Sistema de ventilação e ar-condicionado

O sistema de ventilação e ar-condicionado é responsável por manter a qualidade e temperatura de bordo em níveis apropriados à saúde da tripulação, principalmente em termos de concentração de gás oxigênio na atmosfera do submarino. Além disso, o sistema é responsável pela facilitação da dissipação de calor de equipamentos dos diversos sistemas presentes no submarino. Os principais equipamentos do sistema, além dos dutos de circulação de ar, são os ventiladores e *chillers*, que são alimentados eletricamente pelas redes elétricas normais e de emergência, em bordos segregados e independentes. O sistema também é capaz de atuar remotamente no fechamento de dampers dos dutos de ventilação, contribuindo para o isolamento do compartimento em conjunto com o sistema de isolamento e compartimentação física do submarino.

Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino

O sistema de isolamento e compartimentação física do submarino é composto por portas estanque, comportas, escotilhas, anteparas resistentes e passagens de anteparas e de casco. O sistema visa isolar um compartimento ou seção do submarino em caso de ameaça à tripulação ou à operação segura do navio, como alagamentos ou incêndio a bordo, por exemplo. Em determinados cenários acidentais, o sistema atua em conjunto com o sistema de ventilação do navio.

Sistema de detecção e controle de alagamento

O sistema de detecção e controle de alagamento não está diretamente associado à segurança da planta. Este sistema está presente em todos os

compartimentos inferiores do navio, principalmente em localidades onde há passagens de casco. Por meio de instrumentos capazes de detectar a presença ou aumento do nível de água em um determinado compartimento, o sistema emite um sinal para a unidade de controle, que efetua o fechamento remoto de todas as válvulas de casco da seção do navio onde o alagamento foi detectado. Após inspeção e identificação da fonte do vazamento, as válvulas que não falharam são, então, reabertas.

Sistema diesel-gerador

O sistema diesel-gerador não está diretamente associado à segurança da planta nuclear. Entretanto, o sistema atua como uma fonte geradora de energia elétrica em caso de indisponibilidade da planta nuclear. Para o navio de referência, o sistema é composto por um único grupo diesel-gerador, o qual é capaz de operar tanto na superfície quanto em cota periscópica. A energia produzida no gerador é direcionada ao sistema de baterias. O sistema é conectado em bordos elétricos segregados e independentes, tanto pelo acionamento do motor diesel, como para monitoramento e controle do sistema. O sistema é controlado e monitorado do compartimento de comando do navio.

Sistema de baterias

O sistema de baterias é responsável pelo armazenamento de energia elétrica no submarino. A energia elétrica produzida nos geradores da planta nuclear embarcada ou no sistema diesel-gerador é direcionada ao sistema de baterias para armazenamento. Em seguida, através do sistema elétrico, a energia é enviada aos motores elétricos principais (MEP) do navio ou às redes responsáveis pela distribuição de energia elétrica de bordo. Em situações específicas de mau funcionamento do sistema de baterias, os elementos podem produzir gás hidrogênio, comprometendo a segurança do navio. Por este motivo, o compartimento de baterias é amplamente equipado com detectores de gás hidrogênio e possui um circuito dedicado de ventilação para a dissipação do gás.

Sistema de detecção de hidrogênio

Este sistema tem por objetivo monitorar a presença de gás hidrogênio a bordo do navio, que pode ser oriundo de reações ocorridas nos elementos do

sistema de baterias, por exemplo. Ao ser detectada a presença do gás, um alarme é emitido no compartimento de comando do submarino. O gás é dispersado pelo sistema de ventilação dedicado a este fim.

Sistema de ar comprimido em alta pressão

O sistema de ar comprimido em alta pressão não está diretamente associado à segurança da planta nuclear do submarino de referência. Este sistema é responsável por fornecer ar seco em alta pressão para todos os sistemas do navio que necessitam de ar comprimido para sua operação. Além disso, a principal função deste sistema é fornecer ar comprimido aos sistemas responsáveis pelo retorno do submarino à superfície em condições normais e de emergência. Em determinados sistemas do navio que possuem válvulas de casco, o ar comprimido é utilizado na limpeza e desentupimento de válvulas, nas extremidades em contato com a água do mar. O sistema é controlado e monitorado do compartimento de comando do navio.

Sistema de controle de peso do submarino

O sistema de controle do peso do submarino não está diretamente associado à segurança da planta. O sistema é composto principalmente por bombas e tanques conectados ao ambiente marítimo e tem como principal função manter o equilíbrio do navio, fazendo com que seu peso seja sempre igual ao empuxo produzido. Como atribuições secundárias, o sistema é capaz de corrigir o peso do submarino em caso de pequenos alagamentos. O sistema é controlado e monitorado do compartimento de comando do navio.

Sistema de controle de trim e banda

O sistema de controle de trim e banda não está diretamente associado à segurança da planta. Atuando de maneira similar ao sistema de controle de peso do submarino, este sistema tem a função de corrigir as inclinações longitudinais (trim) e transversais do navio (banda) através da movimentação de água entre tanques localizados nos extremos da embarcação. Em casos de comprometimento dos tanques de lastro do navio, este sistema é capaz de atuar de maneira mitigadora às inclinações extremas que tal acidente é capaz de causar. O sistema é controlado e monitorado do compartimento de comando do navio.

Sistema de navegação

O sistema de navegação do submarino é responsável pelo gerenciamento de dados necessários à operação e manobrabilidade segura do submarino, como cartas náuticas, posicionamento do navio, profundidade (cota), perfis de velocidade (relativa, real e vertical), data-hora, dentre outros. Além disso, o sistema de navegação sugerido para o navio de referência engloba o sistema de sonar. O sistema é gerenciado pelo console de navegação, localizado no compartimento de comando do submarino. O console é alimentado eletricamente por bordos elétricos segregados e independentes, das redes normal e de emergência do navio.

Sistema de comunicação

O sistema de comunicação está diretamente associado à segurança do submarino. Este sistema é empregado na comunicação interna e externa do navio. A comunicação interna é fundamental para a eficaz troca de informações entre os tripulantes localizados em compartimentos distintos da embarcação, facilitando a prontidão dos membros da tripulação, principalmente em casos de emergência. A comunicação externa é importante para a troca de informações com a base ou outras embarcações, bem como no recebimento de dados externos, como informações acerca das condições meteorológicas da região em quem o navio está operando.

Sistema de retorno à superfície em emergência

O sistema de retorno à superfície em emergência não está diretamente associado à segurança da planta nuclear. O sistema é normalmente empregado em caso de alagamento de grande proporções ocorrido no interior do submarino. Contudo, em condições extremas, o sistema pode ser empregado para trazer o navio à superfície. A atuação do sistema se dá pela injeção de ar comprimido em alta pressão diretamente nos tanques de lastro, tornando o empuxo maior do que o peso do navio e trazendo o submarino à superfície. O sistema não depende de energia elétrica para o seu funcionamento, pois sua atuação é exclusivamente realizada com o emprego de ar comprimido. Adicionalmente, é considerado que o navio de referência possui um grupo de armazenamento de ar comprimido

exclusivo para o sistema de retorno à superfície em emergência. O sistema é controlado e monitorado do compartimento de comando do navio.

Sistema de escape apressado

O sistema de escape apressado é empregado na condição extrema de abandono do navio, ou seja, quando se esgotam as possibilidades de salvamento do submarino, resultando na possibilidade de morte de todos os tripulantes. O escape é realizado de maneira individual, exige traje especial para o tripulante que está deixando o navio para que este suporte as condições ambientais externas, como altas pressões e baixas temperaturas. A profundidade máxima para o emprego do sistema no navio de referência é de até 100 metros, o que torna o sistema disponível em todo o mar territorial brasileiro. Os mecanismos de acionamento do sistema são dedicados e independentes de outros sistemas do navio. Todos os tripulantes do navio são treinados e aptos a utilizar este sistema.

4.3 Premissas de análise

Além das características físicas e técnicas do navio de referência, as análises demandaram a adoção de premissas (P) operativas e rotineiras correlatas à operação no navio na zona costeira, a saber:

P1. Durante a atividade de identificação e classificação de riscos, as análises focaram em eventos que comprometessem o funcionamento seguro e exclusivo da planta nuclear embarcada, ou seja, os eventos que não apresentavam risco direto à operação segura da planta não foram considerados;

P2. Nas análises, foram considerados os seguintes compartimentos do navio: compartimento do reator; compartimento do grupo turbogerador; praça de máquinas de sistemas auxiliares; e compartimento de comando do reator (vide Figura 12). Ao longo do presente trabalho, estes quatro compartimentos foram simplesmente denominados “compartimentos da planta nuclear” ou, simplesmente, “planta nuclear”;

P3. Foram definidas condições de desempenho para o submarino, conforme apresentado na Tabela 10.

Tabela 10 - Premissas de desempenho do submarino nuclear de referência.

Parâmetro	Performance	Justificativa / comentário
Modo de operação	Patrulha	Missão rotineira de submarino
Condição de navegação	Submerso	Condição normal em modo de patrulha
Velocidade	10 nós	Velocidade reduzida para redução de ruído
Potência da planta nuclear	60% máxima	Manutenção da velocidade e energia de bordo
Alimentação da propulsão	Baterias	Modo normal de alimentação do motor elétrico
Status dos sistemas da planta nuclear	Disponível	Operando em modo normal
Status dos sistemas de segurança	Disponível	Disponível

Fonte: Autor.

P4. Devido às características do leito submarino do mar territorial, compreendido pela plataforma continental, a profundidade de navegação submersa em condições de missão de patrulha nesta região foi estimada em 60 metros;

P5. O sistema de escape apressado está disponível na profundidade de patrulha no mar territorial;

P6. O cenário militar considerado nas análise foi “tempo de paz”, ou seja, acidentes consequentes de ataques inimigos foram considerados com a mínima possibilidade de ocorrência; e

P7. Não foram considerados exercícios militares envolvendo manuseio ou disparo de material bélico durante a missão de patrulha na zona costeira brasileira.

5 RESULTADOS E DISCUSSÃO

Ao empregar a abordagem metodológica detalhada no Capítulo 3, juntamente com a caracterização do objeto de estudo descrita no Capítulo 4 deste trabalho, foi possível obter resultados relevantes acerca da segurança operacional de um submarino com propulsão nuclear em missão na zona costeira brasileira. Neste capítulo, são apresentados os resultados obtidos nos estudos desenvolvidos, bem como discutidos os principais aspectos observados durante as análises realizadas.

Ao decorrer da aplicação das ferramentas e técnicas de análise de segurança e gerenciamento de riscos, foi possível observar que as definições das características do submarino, bem como da planta nuclear embarcada e dos sistemas de segurança, foram vitais para as análises de causas e consequências de eventos iniciadores. Os aspectos inerentes à zona costeira brasileira foram relevantes, principalmente, na definição dos parâmetros operacionais do submarino, condições de atuação de alguns sistemas de segurança do navio e na identificação das premissas de análise.

O processo de identificação do evento indesejável de maior criticidade ao submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira foi realizado por meio da análise preliminar de riscos (APR). Por meio do emprego desta técnica, foram identificados e avaliados 37 eventos iniciadores. Tais eventos foram codificados e classificados em 16 categorias. No Apêndice 1, são listados os eventos iniciadores identificados, bem como seu código e categoria associada.

Através do emprego da metodologia proposta para a identificação de eventos adversos (Seção 3.2), foi possível, de maneira preliminar, relacionar as causas, as consequências e as barreiras, além de estimar valores de fatores de risco associados a cada um dos eventos analisados. Os sistemas de segurança do submarino e da planta nuclear embarcada considerados como barreiras durante as análises estão descritos no capítulo anterior deste trabalho.

Por conta dos dados avaliados, a versão integral da tabela desenvolvida durante a análise preliminar de riscos está disponível no Apêndice 2 deste trabalho.

Entretanto, objetivando apresentar um exemplo dos tipos de dados avaliados, um extrato da tabela resultante da aplicação da técnica APR, em versão transposta da tabela, é apresentado no Tabela 11. As informações contidas neste exemplo são relativas ao evento “incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear”², identificado como o mais crítico para a operação do submarino com propulsão nuclear em missão de patrulha na zona costeira brasileira.

De acordo com código do evento iniciado pelas letras “IPN”, o evento crítico está associado à planta nuclear embarcada, porém não está diretamente relacionado ao ciclo térmico da planta.

Tabela 11 - Extrato da tabela APR (versão transposta) para o evento topo “incêndio planta nuclear do submarino”.

(continua)

Parâmetro	Descrição da análise
Código	IPN-1.1
Categoria	Incêndio interno
Evento iniciador	Incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear
Causa	<ul style="list-style-type: none"> - Curto-circuito em equipamento elétrico da planta - Ignição de óleo lubrificante proveniente de vazamento - Ignição de material isolante devido a altas temperaturas - Falha operacional (erro humano)
Potencial consequência	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação de gases tóxicos - Perda de equipamentos vitais para o funcionamento da planta nuclear - Perda da planta nuclear - Contaminação de tripulantes do navio - Perda do submarino - Perda de vidas humanas
FFC	3
FIC	5
FR	15
Barreiras	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de controle e monitoramento da planta, com acionamento de alarmes em caso de discrepâncias - Sistema de proteção do reator (RPS), possibilitando o desligamento automático do reator (SCRAM) - Desligamento manual do reator em caso de falha do RPS

² O título do evento iniciador “incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear” foi simplificado para “incêndio na planta nuclear” em algumas análises.

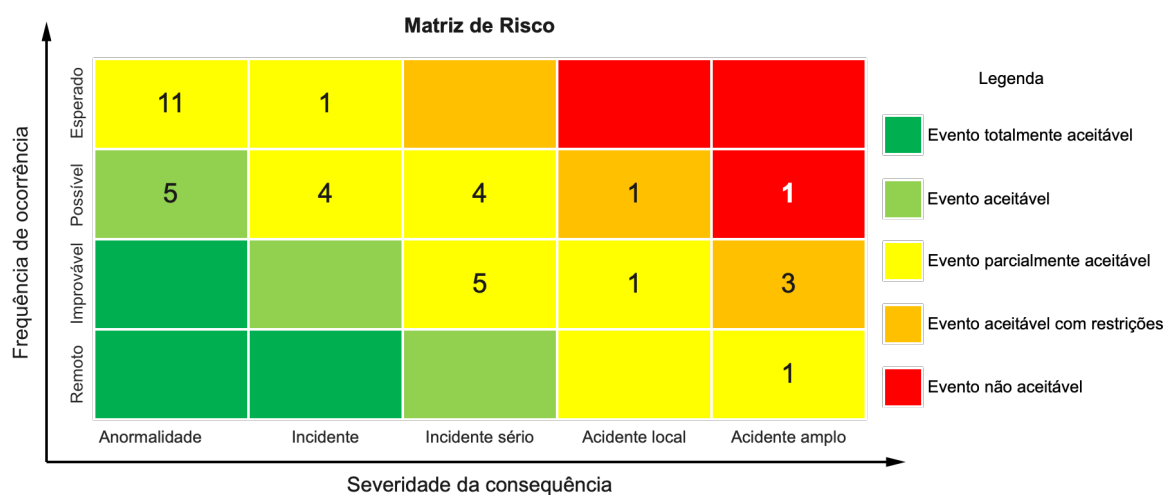
Tabela 10 - Extrato da tabela APR (versão transposta) para o evento topo “incêndio planta nuclear do submarino”. (conclusão)

Parâmetro	Descrição da análise
Barreiras (continuação)	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de contenção - Sistema de detecção e combate a incêndio com arquitetura redundante e segregada de atuação multifuncional (extintores, sistema de CO₂, sprinklers etc.) - Sistema de isolamento de compartimentos do submarino - Sistema de ventilação para fechamento de dampers - Sistema de respiração em emergência - Grupamento de Controle de Avarias (CAv) e grupamento de proteção radiológica embarcados no navio - Sistema de detecção de radiação - Sistema de retorno à superfície em emergência

Fonte: Autor.

Ao término da etapa de identificação de eventos iniciadores realizada através da técnica APR, foi elaborada uma matriz de riscos simplificada, a fim de ilustrar o número de eventos em escala de severidade das consequências versus a estimativa de frequência de ocorrência dos eventos analisados. A matriz de risco resultante é apresentada na Figura 14.

Figura 14 - Matriz de risco resultante da análise preliminar de riscos (APR).



Fonte: Autor.

De acordo com a matriz de risco, o evento iniciador “incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear (IPN-1.1)” ficou situado em uma região de não aceitação, haja vista que sua atribuição de frequência de ocorrência foi considerada “possível” e a severidade da consequência foi

categorizada como “acidente amplo”. Ademais, outros 4 eventos iniciadores foram considerados como eventos aceitáveis, porém com restrições. Dentre estes eventos, o evento iniciador “colisão com outras embarcações (EXT-4.1)” apresentou classificação de frequência de ocorrência “possível”, além de um grau de severidade da consequência considerada “acidente local”. Os outros 3 eventos iniciadores identificados como ponto de atenção, uma vez que obtiveram classificação de frequência de ocorrência como “improvável”, porém com capacidade de desencadeamento de um “acidente amplo”, foram: “espectro postulado de ruptura de tubulação resultante em grande LOCA (ICT-6.2)”; “incêndio iniciado dentro do submarino e não relacionado à operação da planta (EXT-1.1)”; e “explosão não associada à planta nuclear (EXT-2.1)”.

A etapa de detalhamento foi iniciada pela análise das possíveis causas de um incêndio na planta nuclear do submarino de referência. Tal análise foi desenvolvida através da técnica árvore de falhas. Em seguida, foram detalhadas as possíveis consequências do referido evento crítico. Desta vez, as análises foram realizadas pelo emprego da técnica árvore de eventos.

Os eventos identificados como potenciais causas de um “incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear (IPN-1.1)” (evento topo da árvore de falhas) foram codificados por meio de letras e números. As letras indicam o tipo de evento, podendo ser: evento topo (ET); evento intermediário (EI); ou evento básico (EB). Os números foram atribuídos a partir do evento imediatamente superior e de maneira sequencial. No Apêndice 3, são apresentados os eventos identificados durante a análise da árvore de falhas, bem como a codificação atribuída e o tipo de cada um dos eventos.

De acordo com as informações presentes no Apêndice 3, a árvore de falhas utilizada na avaliação das causas de um incêndio na planta nuclear do submarino é composta por 1 evento topo, 32 eventos intermediários e 65 eventos básicos. A representação gráfica dessa árvore de falhas é apresentada no Apêndice 4.

O estudo qualitativo da árvore de falhas foi conduzido por meio da análise dos conjuntos de cortes mínimos. Devido ao grande número de elementos na árvore, a identificação de todos os conjuntos de cortes mínimos foi realizada

utilizando o software Relyence Fault Tree, desenvolvido pela empresa Relyence Corporation (2024).

Como resultado, foram identificados 616 conjuntos de cortes mínimos, dos quais 209 conjuntos foram classificados como de 2ª ordem, 275 conjuntos como de 3ª ordem e 132 conjuntos como de 4ª ordem. A ausência de conjuntos de cortes mínimos de 1ª ordem se deve à porta lógica do tipo "E", que requer a presença simultânea de uma "fonte de calor (EI-1)" e um "agente combustível (EI-2)".

Devido à extensão e à quantidade dos resultados obtidos, apenas os conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem foram considerados. A lista dos conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem está apresentada no Apêndice 5.

Para tornar os estudos mais eficazes e facilitar a visualização, os resultados são apresentados de forma matricial, comparando os eventos básicos associados à presença da "Fonte de calor (EI-1)" e do "Agente Combustível (EI-2)". A distribuição do número de conjuntos de cortes mínimos resultantes está apresentada na Tabela 12.

No presente estudo dos conjuntos de cortes mínimos, os eventos básicos de mesma origem foram concatenados independentemente dos eventos intermediários aos quais eles estão conectados. Como exemplo, os eventos básicos EB-2.1.3 e EB-2.2.1, ambos relacionados a "Defeito de Fabricação", foram concatenados em um único evento. Esta consideração é válida devido à maneira como as análises foram conduzidas, ou seja, considerando apenas conjuntos de 2ª ordem de cortes e efetuando a comparação entre os eventos intermediários de maior nível da árvore de falhas (EI-1 e EI-2).

Tabela 12 - Distribuição do quantitativo de conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem resultante da análise por árvore de falhas. (conclusão)

Presença de Fonte de Calor (EI-1)	Presença de Agentes Combustíveis (EI-2)									Total
	Defeito de fabricação	Erro de projeto/especificação	Falha de manutenção	Falha durante a instalação	Falha operacional	Imprudência em execução de tarefas	Manuseio de material combustível	Perda de propriedade do fluido	Presença de agente contaminante	
Falha no trocador em calor	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Falha operacional	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Perda da fonte fria	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Perda de eficiência	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Redução do fluxo de fluido lubrificante	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Ruptura em tubulação interna	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Superfícies normalmente aquecidas	2	2	1	1	1	1	1	1	1	11
Total	38	38	19	19	19	19	19	19	19	209

Fonte: Autor.

Através dos dados apresentados na Tabela 12, foi observado que as falhas associadas à manutenção de equipamentos e componentes da planta nuclear embarcada apresentam maior representatividade na existência de “Fonte de Calor (EI-1)”, correspondendo a 33 conjuntos de cortes mínimos. Além disso, falhas mecânicas em componentes da planta, tais como corrosão, fadiga, desgastes etc., estão presentes em 22 conjuntos identificados.

Em referência à presença de “Agentes Combustíveis (EI-2)”, foi verificado que falhas relacionadas a defeito de fabricação de componentes da planta e erros de projeto/especificação técnica estão presentes em 76 conjuntos de cortes mínimos, sendo que cada uma destas falhas contém 38 conjuntos.

Com base nestes resultados, é possível observar que a ocorrência simultânea de falhas relacionadas à manutenção da planta, defeitos de fabricação de componentes ou erros de projeto/especificações técnicas representam os maiores perigos para a planta nuclear embarcada no que diz respeito à possibilidade de ocorrência de incêndio. Vale ressaltar que falhas mecânicas em componentes da planta, quando associadas a defeitos de fabricação ou erros de projeto/especificações, também são consideradas potenciais fontes de incêndio na planta nuclear do navio.

Um aspecto importante verificado por meio da análise dos conjuntos de cortes mínimos da árvore de falhas foi a relevância das falhas associadas a atividades humanas, as quais apresentam grande potencial para resultar em incêndios na planta nuclear do submarino. Além das falhas de manutenção e erros de projeto/especificações técnicas mencionadas anteriormente, falhas durante a instalação de equipamentos, operações deficientes, imprudência durante a execução de tarefas e manuseio inadequado de materiais estão relacionadas ao perigo de incêndio na planta nuclear. Em resumo, em 153 conjuntos de cortes mínimos, pelo menos uma das causas de falha está relacionada a atividades humanas, sendo que em 35 ocasiões, o incêndio na planta nuclear ocorreria exclusivamente devido a falhas humanas.

O detalhamento qualitativo das possíveis consequências de um “incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear” foi desenvolvido pelo emprego da técnica árvore de eventos, conforme descreve a metodologia *bow-tie*. As análises consideraram, inicialmente, o incêndio na planta

nuclear como evento iniciador da árvore de eventos. Ademais, em complemento às análises iniciais, foram consideradas doze barreiras mitigadoras ao evento, a saber:

- **Barreira 1:** Detecção antecipada (tripulação) – princípio de incêndio detectado por membro da tripulação antes do acionamento do sistema de detecção automática de incêndio;
- **Barreira 2:** Acionamento de alarme manual – acionamento de alarme de incêndio efetuado por membro da tripulação após a detecção do evento. Este alarme possibilita a prontidão do Grupamento de Controle de Avarias (CAv) e acionamento remoto da rede fixa de combate a incêndio. O alarme e a rede fixa de combate a incêndio são dispositivos integrantes do sistema de detecção e combate a incêndio;
- **Barreira 3:** Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino – barreiras físicas (portas, escotilhas, dampers etc.) que visam a prevenção da propagação do incêndio a outros compartimentos por meio de isolamento parcial do local onde o princípio de incêndio foi identificado. O isolamento do compartimento é normalmente executado por ação de tripulante, de modo local ou remoto. A indisponibilidade de tais barreiras resultam na falha de isolamento do compartimento avariado;
- **Barreira 4:** Combate antecipado (tripulação) – primeiro combate ao incêndio. Este combate é normalmente executado pelo membro que detectou o incêndio e outros tripulantes localizados nas proximidades. Esta barreira é considerada na condição inicial do incêndio, em situações em que o tripulante é capaz de extinguir o foco de incêndio apenas com o emprego de extintores móveis;
- **Barreira 5:** Rede fixa de combate (antecipado) – acionamento remoto da rede fixa de combate a incêndio executado do compartimento de comando do submarino por membro da tripulação. A rede fixa de combate a incêndio é um dispositivo integrante do sistema de detecção e combate a incêndio;
- **Barreira 6:** Detecção tardia (automático/tripulação) – detecção através do sistema automático de detecção (sensores distribuídos ao longo do

navio) ou detecção tardia por tripulante do submarino em caso de falha deste sistema;

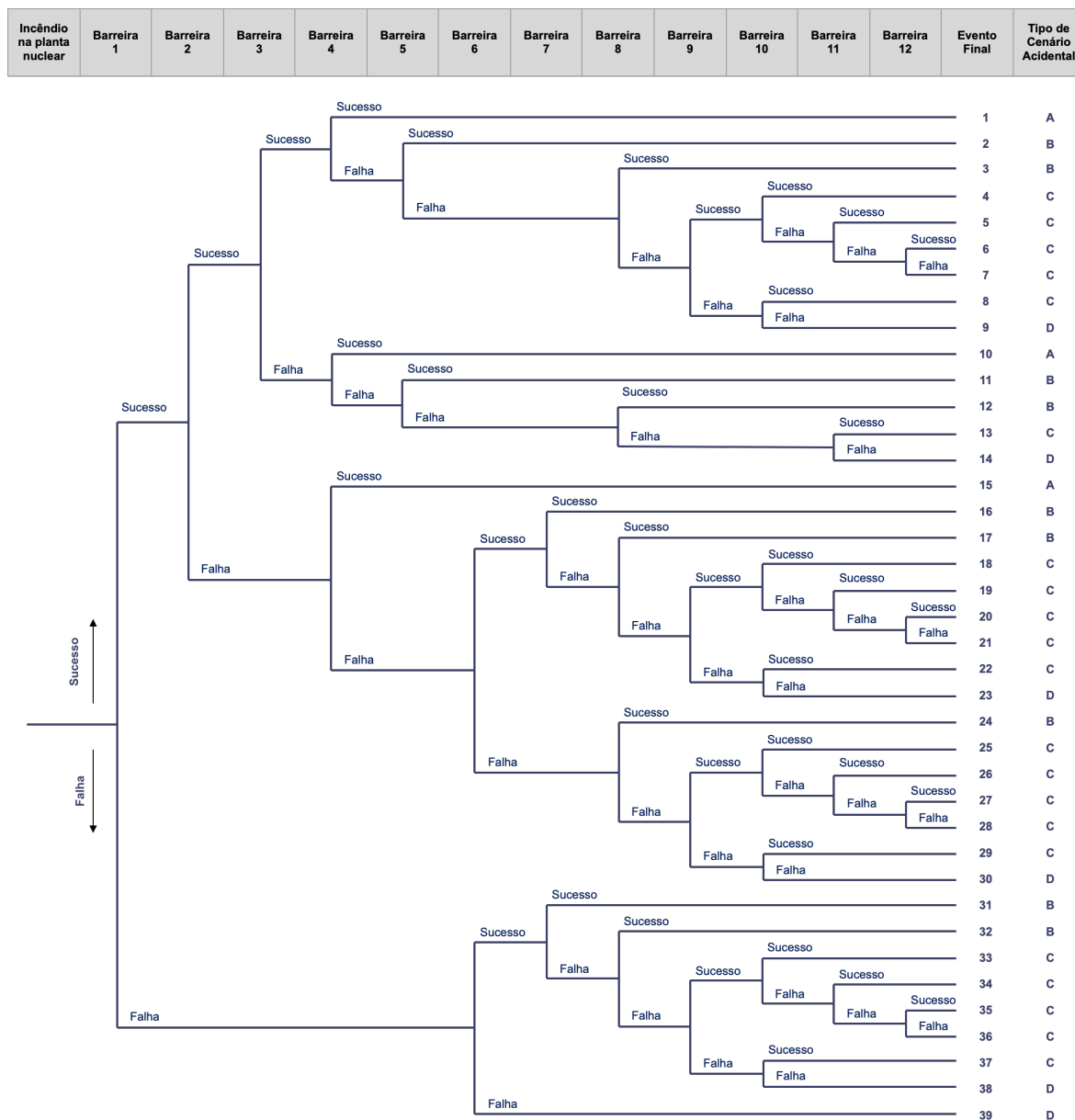
- **Barreira 7:** Rede fixa de combate a incêndio (tardio) – acionamento da rede fixa de combate a incêndio após detecção tardia, seja de modo automático pelo sistema detecção e combate a incêndio ou por atuação manual remota executada do compartimento de comando por membro da tripulação;
- **Barreira 8:** Combate executado pelo Grupamento de Controle de Avarias (CAv) – o grupamento de CAv é acionado a partir da ativação do alarme de incêndio. Os integrantes do grupamento entram em ação direta ao sinistro em caso de falha ou insuficiência dos dispositivos do sistema de detecção e combate a incêndio;
- **Barreira 9:** Isolamento total do compartimento avariado – em caso de falha na extinção do incêndio através da rede fixa de combate e/ou grupamento de CAv, o compartimento deve ser isolado para que o incêndio seja extinto por escassez de comburente. O sistema de isolamento e compartimentação física do submarino é responsável por garantir a estanqueidade do compartimento avariado;
- **Barreira 10:** Sistema de retorno à superfície em emergência – sistema dedicado ao retorno do submarino à superfície em emergência por meio de injeção de ar comprimido nos tanques de lastros do navio (sistema independente da rede elétrica);
- **Barreira 11:** Sistema de escape apressado – sistema que possibilita a evacuação dos tripulantes do submarino enquanto o navio se encontra submerso. A profundidade de operação do submarino na zona costeira brasileira permite o emprego deste sistema. Ademais, este sistema foi considerado indisponível em caso de falha sistema de isolamento e compartimentação física do submarino, haja vista a impossibilidade de operação do sistema em cenário de incêndio alastrado; e
- **Barreira 12:** Sistema de resgate e salvamento externo – barreira executada por navio externo de resgate e salvamento do submarino. O navio de resgate é equipado com um dispositivo denominado “sino de resgate”, que é capaz de se acoplar ao submarino e efetuar o resgate

dos tripulantes. Tal sistema é considerado disponível em áreas da zona costeira brasileira. O sistema é empregado em caso de indisponibilidade ou falha do sistema de escape apressado.

Adicionalmente à descrição das barreiras, é interessante ressaltar a consideração descrita na premissa P3 (seção 4.3) acerca da total disponibilidade dos sistemas de segurança da planta nuclear embarcada. Portanto, durante as análises, foi considerado que o sistema de proteção do reator (RPS) atuou com sucesso, executando o desligamento do reator (*trip*).

Na Figura 15, é apresentada a árvore de eventos desenvolvida para a análise das consequências da propagação de um incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear do submarino.

Figura 15 - Árvore de eventos aplicada à propagação de um incêndio iniciado na planta nuclear do submarino.



Fonte: Autor.

A árvore de eventos elaborada para o estudo qualitativo da propagação de incêndio na plataforma do submarino resultou em 39 cenários finais. Para cada um destes cenários, foram realizadas análises descritivas e listadas as possíveis consequências. No Apêndice 6, é apresentado o resultado da análise por árvore de eventos.

Os estudos desenvolvidos pelo emprego da técnica árvore de eventos, juntamente com as análises apresentadas no Apêndice 6, resultaram na identificação de 4 cenários principais, a saber:

- **Cenário A:** Princípio de incêndio rapidamente extinto, sem comprometimento da operabilidade da planta nuclear embarcada, sem comprometimento da operabilidade ou missão do submarino, sem comprometimento de sistemas ou equipamentos a bordo do navio e sem necessidade de retorno para manutenção;
- **Cenário B:** Princípio de incêndio extinto com relativa rapidez, com necessidade de acionamento da rede fixa de combate a incêndio ou acionamento do grupamento de CAv, sem comprometimento significativo da operabilidade da planta nuclear embarcada, sem comprometimento significativo da operabilidade do submarino, possível necessidade de abortar a missão para reparos a bordo;
- **Cenário C:** Cenário de incêndio desenvolvido, possibilidade de danos severos à planta nuclear e ao submarino, com possibilidade de perda da planta e submarino, além de perda de tripulantes; e
- **Cenário D:** Cenário iminente de perda da planta nuclear embarcada, do submarino e todos os seus tripulantes.

Na Tabela 13, é apresentada a distribuição dos eventos finais resultante da árvore de eventos de acordo com a severidade dos cenários finais.

Tabela 13 - Classificação dos eventos finais da árvore de eventos de acordo com o grau de severidade.

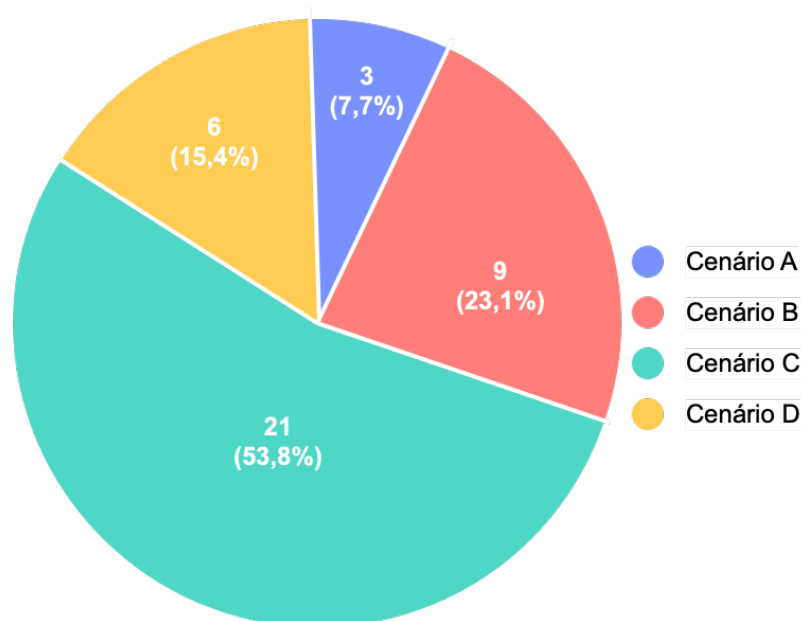
Cenário	Classificação	Nº do evento final
Cenário A	Incidente leve	1, 10 e 15.
Cenário B	Incidente	2, 3, 11, 12, 16, 17, 24, 31 e 32.
Cenário C	Acidente	4, 5, 6, 7, 8, 13, 18, 19, 20, 21, 22, 25, 26, 27, 28, 29, 33, 34, 35, 36 e 37.
Cenário D	Acidente grave	9, 14, 23, 30, 38 e 39.

Fonte: Autor.

As análises mostraram que apenas 3 eventos finais foram considerados incidentes leves (cenário A), o que representa 7,7% do total de eventos finais identificados. A condição incidental (cenário B) concentrou 9 eventos, representando 23,1% do total de eventos finais identificados. O número de eventos tidos como acidentais (cenário C) representou a parcela mais significativa dos eventos finais identificados. Os eventos enquadrados no cenário C representaram

53,8% (21 eventos) do total de eventos finais. Por fim, os eventos do cenário D, considerados acidentes graves e com potenciais catastróficos, significaram uma parcela de 15,4% (6 eventos) dos 39 eventos analisados. Na Figura 16, é apresentada graficamente a distribuição dos eventos em cada um dos 4 cenários identificados.

Figura 16 - Distribuição dos cenários resultantes da árvore de eventos empregada na análise de um incêndio na planta nuclear do submarino em missão na zona costeira brasileira.



Fonte: Autor.

Embora os eventos contidos no cenário A não tenham resultado em ameaça direta à planta nuclear, ao submarino ou a sua tripulação, estes eventos foram categorizados como incidentes por conta da existência do princípio de incêndio que, em outras condições, poderia ter se desdobrado por outros ramos da árvore, causando eventos de maior gravidade.

Cabe aqui, novamente, salientar o teor qualitativo das análises desenvolvidas ao longo do presente trabalho. O número de eventos identificados não representa a probabilidade de ocorrência de um determinado cenário. Nesta perspectiva, o fato de o cenário C conter a maioria dos eventos finais identificados não quer dizer que sua probabilidade de ocorrência é maior do que os demais cenários. Os dados de entrada e os resultados obtidos por meio dos métodos de análise empregados qualitativamente indicam a possibilidade de determinado

evento ou cenário ocorrer. Portanto, para que seja determinado quais eventos são mais ou menos propícios a ocorrer, é necessário o desenvolvimento de uma análise quantitativa do modelo *bow-tie*, ou seja, calcular as probabilidades de ocorrência dos eventos básicos da árvore de falhas e quantificar a probabilidade de ocorrência de cada cenário acidental modelado na árvore de eventos.

Por fim, conforme previamente descrito e apresentado neste capítulo, o escopo dos estudos realizados englobou análises voltadas à planta nuclear embarcada de um submarino nas condições específicas de operação do navio durante a missão de patrulha na zona costeira brasileira. Além disso, as análises se concentraram nos riscos associados a este tipo de missão e nos possíveis impactos sobre a planta nuclear, o submarino e seus tripulantes. Estudos específicos sobre os possíveis impactos ao meio ambiente, bem como prejuízos econômicos, decorrentes de cenários acidentais envolvendo este tipo de embarcação não foram abordados neste trabalho.

6 CONCLUSÕES

Os estudos realizados demonstraram a importância da análise de segurança aplicada a sistemas complexos. Por meio da aplicação da técnica análise preliminar de riscos e modelo *bow-tie*, foram identificadas as possíveis ameaças à operação de um submarino nuclear em missão de patrulha na zona costeira brasileira, bem como se pode associar causas e consequências a eventos indesejáveis. Nesta perspectiva, foi considerado que os objetivos propostos no presente trabalho foram alcançados com sucesso.

Os modelos e técnicas para avaliação e gerenciamento de riscos utilizados se mostraram de fácil empregabilidade e os resultados obtidos foram apresentados de maneira lógica e visual, o que facilitou a avaliação dos cenários e eventos analisados.

A técnica APR permitiu identificar os eventos significativos à segurança do navio. Contudo, a quantificação da frequência das causas e severidade das consequências, utilizada para o cálculo do fator de risco e elaboração da matriz, se apresentaram como fatores desafiadores.

Os valores extraídos de dados históricos de eventos e recomendações podem não expressar as condições exatas de um submarino com propulsão nuclear, ora por conta do dinamismo que este sistema complexo representa, ora pela associação a plantas nucleares de potência considerada durante as análises. Tais fatores podem resultar na alteração da ordem de prioridade dos eventos, tendo como consequência a seleção de um outro evento iniciador de maior criticidade. Todavia, para os fins acadêmicos e o propósito do trabalho em tela, a identificação do evento “incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear” serviu como exemplo apropriado para a realização da análise detalhada e aplicabilidade do modelo de diagrama *bow-tie*.

Na etapa de detalhamento, o modelo *bow-tie* abordado qualitativamente se mostrou como uma ferramenta eficaz na identificação das possíveis causas e consequências do evento crítico. Através desse modelo de análises, foi possível associar causas aparentemente inusitadas a eventos de extrema gravidade, como

por exemplo, a liberação de centelha por eletricidade estática em contato com um agente combustível, que em condições específicas poderia culminar em um acidente catastrófico, resultando na perda completa da planta nuclear embarcada, do submarino e morte de toda a tripulação. Além disso, por meio do emprego do modelo *bow-tie*, ficou evidente a relevância do fator humano na ocorrência de eventos acidentais. Isto sugere que a capacitação dos recursos humanos é fundamental para a operação segura de plantas nucleares.

Durante o desenvolvimento das análises, ficou evidente que os métodos e ferramentas aplicados de maneira qualitativa são extremamente eficazes para a identificação de eventos iniciadores, possíveis causas, consequências e barreiras a eventos adversos. Entretanto, a abordagem adotada neste trabalho não é capaz de expressar, em termos probabilísticos, as frequências de cada um dos eventos. O principal fator que impossibilitou o emprego da abordagem probabilística foi a escassez de dados de entrada confiáveis acerca do submarino e sua planta nuclear embarcada. Portanto, a fim de evitar resultados imprecisos e divergentes da realidade, foi decidido abordar a vertente qualitativa da análise de segurança.

Embora as avaliações qualitativas aqui realizadas não sejam capazes de prever probabilisticamente a frequência de cada um dos eventos, as análises realizadas pela técnica APR e modelo *bow-tie* forneceram um espectro amplo de possibilidades de estudos acerca da segurança na navegação de um submarino com propulsão nuclear.

Um ponto de destaque observado durante a execução dos estudos, é que os resultados das análises de segurança desenvolvida de maneira qualitativa devem ser tratados com parcimônia, pois o número de eventos/cenários acidentais identificados não corresponde diretamente à probabilidade de ocorrência deste evento/cenário. Como exemplo, a falha do sistema de retorno à superfície (barreira 10 da árvore de eventos) foi considerada em 16 cenários acidentais, enquanto a ocorrência de nenhum dano à planta nuclear embarcada, ao navio e sua tripulação foram descritos em 3 cenários acidentais da árvore de eventos. Embora a falha no sistema de retorno à superfície tenha sido considerada em diversos cenários acidentais, por se tratar de um sistema totalmente independente e com arquitetura redundante, a confiabilidade deste sistema é extremamente alta, ou seja, as chances de falha do sistema são remotas (GUIMARÃES, 1999).

Acerca dos dados de entrada utilizados para o desenvolvimento das análises, se observou que no escopo definido para os estudos abordados, o emprego de fontes majoritariamente baseadas em publicações técnicas voltadas a plantas nucleares de potência foi satisfatoriamente adaptado às características do submarino. Além disso, a seleção do reator nuclear do tipo PWR facilitou a aquisição de fontes bibliográficas e a execução das análises.

A escolha da zona costeira brasileira como ambiente operativo do submarino foi de suma importância na delimitação do escopo abordado, pois permitiu a definição do cenário operativo do navio e as premissas para as análises.

Finalmente, os estudos realizados abrangeram análises direcionadas a um submarino nuclear, nas condições específicas de operação do navio durante uma missão de patrulha na zona costeira brasileira. As análises se concentraram nos riscos associados a essa missão e nos possíveis impactos sobre a planta nuclear, o submarino e sua tripulação. Este trabalho não incluiu estudos específicos sobre os potenciais impactos ambientais e prejuízos econômicos resultantes de cenários acidentais envolvendo esse tipo de embarcação.

7 TRABALHOS FUTUROS

As análises desenvolvidas ao longo do presente trabalho abrem caminho para diversos trabalhos relacionados à análise de segurança de sistemas complexos, bem como estudos associados aos impactos resultantes de eventos acidentais.

No contexto da análise de segurança, é sugerido o emprego conjunto da técnica análise preliminar de riscos e modelo *bow-tie* no estudo de outros sistemas complexos. Neste caso, a proposta de estudo se aplica, por exemplo, às análises de segurança desenvolvidas durante a fase de projeto básico de uma embarcação militar.

Em se tratando de estudos relacionados à segurança de um submarino nuclear, é recomendada a continuação das análises aqui desenvolvidas. Estudos futuros poderiam analisar detalhadamente pela modelagem *bow-tie* outros eventos importantes à operação no submarino em missão na zona costeira brasileira, como a colisão com outras embarcações ou perda de fluido de resfriamento do circuito primário (LOCA).

A inclusão da abordagem probabilística nas análises desenvolvidas neste trabalho é igualmente recomendada. Contudo, se deve atentar às fontes de dados de entrada para as análises. Dentre as possíveis fontes de aquisição de dados probabilísticos, se pode considerar a utilização de *databooks* de plantas nucleares de potência como forma de associação ao submarino; ou por aplicação de métodos que convertem a opinião de especialistas em valores probabilísticos, como a teoria dos conjuntos *fuzzy*, por exemplo.

Por fim, é recomendada a realização de estudos acerca dos impactos externos resultantes de um acidente envolvendo um submarino equipado com uma planta nuclear embarcada. Aspectos sociais, econômicos e ambientais devem ser analisados a fim de estimar os prejuízos causados à região de ocorrência do acidente. Para estes estudos, é sugerida a manutenção da zona costeira brasileira dentro do escopo das análises.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ABREU, F. L.; VASCONCELOS, F. P.; ALBUQUERQUE, M. F. C. A diversidade no uso e ocupação da zona costeira do Brasil: a sustentabilidade como necessidade. **Conexões - Ciência e Tecnologia**, v. 11, n. 5, p. 8–16, 2017. Disponível em: <<http://conexoes.ifce.edu.br/>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

ANDRADE, I. O.; SILVA, M. M. F.; HILLEBRAND, G. R. L; FRANCO, L. G. A. **Submarino nuclear brasileiro: defesa nacional e externalidades tecnológicas**. Texto para discussão. Brasília: Instituto de Pesquisa Econômica Aplicada, 2018. Disponível em: <<http://www.ipea.gov.br/portal/publicacoes/>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

ARICI, S. S.; AKYUZ, E.; ARSLAN, O. Application of fuzzy bow-tie risk analysis to maritime transportation: the case of ship collision during the STS operation. **Ocean Engineering**, v. 217, 2020. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/>>. Acesso em: 29 abr. 2023.

ARKIN, W. M.; HANDLER, J. **Naval accidents: 1945 - 1988**. Washington: Greenpeace, 1989. (Neptune Paper nº. 3). Disponível em: <<https://uploads.fas.org/2014/05/NavalAccidents1945-1988.pdf>>. Acesso em: 15 abr. 2023.

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS. **Gestão de riscos: princípios e diretrizes**. Rio de Janeiro: ABNT, 2009. (NBR ISO/IEC 31000).

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS. **Gestão de riscos: técnicas para o processo de avaliação de riscos**. Rio de Janeiro: ABNT, 2012. (NBR ISO/IEC 31010).

BARROS, M. **O uso dos navios patrulha pela marinha**. 2022. Disponível em: <<http://www.defesaemfoco.com.br/o-uso-dos-navios-patrulha-pela-marinha/>>. Acesso em: 20 set. 2023.

BENTO, C. N. S. As campanhas submarinas alemã e norte-americana na segunda guerra mundial. **Revista Marítima Brasileira**, v. 136, n. 4/6, p. 104-115, 2016. Disponível em: <<https://www.lexml.gov.br/urn/urn:lex:br:redes.virtual.bibliotecas:artigo.revista:2016;1001093563>>. Acesso em: 15 mai. 2023.

BRASIL. Lei nº 7.661, de 16 de maio de 1988. **Diário Oficial [da] República Federativa do Brasil**, Brasília, DF, 18 maio 1988. Disponível em: <https://www.planalto.gov.br/ccivil_03/leis/l7661.htm>. Acesso em: 12 abr. 2023.

BRASIL. Lei nº 8.617, de 4 de Janeiro de 1993. **Diário Oficial [da] República Federativa do Brasil**, Brasília, DF, 05 jan. 1993. Disponível em: <http://www.planalto.gov.br/ccivil_03/leis/l8617.htm>. Acesso em: 12 abr. 2023.

BRASIL. Lei Complementar nº 97, de 9 de junho e 1999. **Diário Oficial [da] República Federativa do Brasil**, Brasília, DF, 10 jun. 1999. Disponível em: <https://www.planalto.gov.br/ccivil_03/leis/lcp/lcp97.htm>. Acesso em: 12 abr. 2023.

BRASIL. Decreto-lei nº 5.300, de 7 de dezembro de 2004. **Diário Oficial [da] República Federativa do Brasil**, Brasília, DF, 08 dez. 2004. Disponível em: <www.planalto.gov.br/ccivil_03/_ato2004-2006/2004/decreto/d5300.htm>. Acesso em: 12 abr. 2023.

BRASIL. Lei nº 14.222, de 15 de outubro de 2021. **Diário Oficial [da] República Federativa do Brasil**, Brasília, DF, 18 out. 2021. Disponível em: <https://www.planalto.gov.br/ccivil_03/_ato2019-2022/2021/lei/l14222.htm>. Acesso em: 12 abr. 2023.

CARVALHO, A. B. **Economia do mar**: conceito, valor e importância para o Brasil. 2018. 200p. Tese (Doutorado em Economia do Desenvolvimento) Pontifícia Universidade Católica do Rio Grande do Sul, Porto Alegre. Disponível em: <<https://tede2.pucrs.br/>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

CASSEL, R. dos S.; DRIEMEYER, T. The contemporary debate on submarine watercrafts. **UFRGSMUN | UFRGS Model United Nations**, v. 7, n. 2019, p. 188–247, 2019. Disponível em: <<https://www.ufrgs.br/ufrgsmun/2019/web/pdfs/DISEC.pdf>>. Acesso em: 01 set. 2023.

CHAPMAN, R. J. Securing participation in project risk management through the use of visual aids: the bow-tie method. **PM World Journal**, v. 6, n. 6, p. 1–6, 2016. Disponível em: <<https://pmworldlibrary.net/wp-content/uploads/2016/04/pmwj45-Apr2016-Chapman-bow-tie-method-advisory.pdf>>. Acesso em: 13 mar. 2023.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Glossário do setor nuclear e radiológico brasileiro. Rio de Janeiro: CNEN, 2020. Disponível em: <<http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/glossario.pdf>>. Acesso em: 12 jun. 2023.

CORRÊA, F. G. **O projeto do submarino nuclear brasileiro**: uma história de ciência, tecnologia e soberania. Rio de Janeiro: Capax Dei, 2010.

COSTA, W. M. Projeção do Brasil no atlântico sul: geopolítica e estratégia. **Revista USP**, n. 95, p. 9–22, 2012. Disponível em: <<https://www.revistas.usp.br/revu-sp/article/view/52234>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

CURREN, T. **Nuclear-powered submarines: potential environmental effects**. Ottawa: Minister of Supply and Services Canada, Out. 1988. (CA9200996). Disponível em: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/24/010/24010563.pdf>. Acesso em: 12 mai. 2023.

DALLARI, D. A. O mar territorial do estado brasileiro. **Revista da Faculdade de Direito**, v. 69, n. 1, p. 85–123, 1974. Disponível em: <<https://www.revistas.usp.br/rfdusp/article/view/66716>>. Acesso em: 20 set. 2023.

DEPETRO, A.; GAMBLE, G.; MOINUDDIN, K. Fire safety risk analysis of conventional submarines. **Applied Sciences**, v. 11, n. 2631, p. 1-32. Disponível em: <<https://www.mdpi.com/2076-3417/11/6/2631>>. Acesso em: 01 set. 2023.

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Fire events database update for the period 2010-2014**. Palo Alto: EPRI, 2016. (3002005302). Disponível em: <<https://www.epri.com/research/products/3002005302>>. Acesso em: 22 set. 2023.

ERVILHA, E. T. F. **A obtenção das características operacionais do submarino nuclear brasileiro**: um mergulho muito além da Amazônia Azul. 2011. 141p. Monografia (Especialização em Política e Estratégia Marítima) Escola de Guerra Naval, Rio de Janeiro. Disponível em: <<https://www.repositorio.mar.mil.br/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

FABRIZ, D. C.; OBREGÓN, M. F. Q. O dever fundamental de proteção no mar territorial. **Revista da Faculdade de Direito da UFMG**, n. 65, p. 171–198, 2014. Disponível em: <<https://www.direito.ufmg.br/revista/index.php/revista/article/view/1635>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

FERDOUS, R.; KHAN, F.; SADIQ, R.; AMYOTTE, P.; VEITCH, B. Fault and event tree analyses for process systems risk analysis: uncertainty handling formulations. **Risk Analysis**, v. 31, n. 1, p. 86–107, 2011. Disponível em: <<https://onlinelibrary.wiley.com/doi/abs/10.1111/j.1539-6924.2010.01475.x>>. Acesso em: 01 set. 2023.

FERREIRA, F. M.; SOUZA, R. T. B. De. Submarino nuclear: Um salto tecnológico da MB para garantir a soberania nacional. **Revista O Periscópio**, v. 69, n. 69, p. 59–71, 31 2018. Disponível em: <<https://portaldeperiodicos.marinha.mil.br/index.php/periscopio/article/view/1926>>. Acesso em: 05 set. 2023.

FERREIRA, L. M. **Avaliação da série histórica dos acidentes em submarinos com propulsão nuclear**: tipificação e cálculo de frequência. 2022. 86p. Monografia (Aperfeiçoamento Avançado em Tecnologia Nuclear) Centro de Instrução Almirante Wandenkolk, Rio de Janeiro.

FURIATI, A. A. **Mineração no mar territorial brasileiro**: limites e perspectivas normativos para a compatibilização com a proteção do ambiente costeiro. 2022. 177p. Dissertação (Mestrado em Direito) Universidade de Brasília, Brasília. Disponível em: <<https://repositorio.unb.br/>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

GESELLSCHAFT FÜR REAKTORSICHERHEIT (GRS) mbH **German risk study: Nuclear power plant (phase B)**. Germany: GRS, 1989. (GRS-74/ISBN 3-923875-24-X).

GHEORGHE, A. V.; MOCK, R. **Risk engineering**: bridging risk analysis with stakeholders values (Topics in Safety, Risk, Reliability and Quality). 1.ed. Zurich: Springer, 2012.

GLOBAL RISK INTELLIGENCE. **An assessment of nuclear-powered submarines**. Special Risk Report. Washington: Global Risk Intelligence, 2020. Disponível em: <https://www.globalriskintel.com/>. Acesso em: 16 jun. 2023.

GRANZIERA, M. M.; GONÇALVES, A.; MORE, R. **Os desafios ambientais da zona costeira**. 1.ed. São Paulo: Essential Idea Editora, 2014.

GUIMARÃES, L. S. **Síntese de doutrina de segurança para projeto e operação de submarinos nucleares**. 1999. 645p. Tese (Doutorado em Engenharia) Universidade de São Paulo, São Paulo. Disponível em: <<http://www.teses.usp.br/>>. Acesso em: 13 set. 2023.

HIGGINS, C. **Nuclear submarine disasters**. Philadelphia: Chelsea House Pub., 2001.

ÍGNEA GEOLOGIA E MEIO AMBIENTE. **Mineração submarina**: o espaço marinho brasileiro e as áreas de jurisdição internacional. Disponível em: <<https://www.igneabr.com.br/noticias/pesquisa-mineral/mineracao-submarinha-o-espaco-marinho-brasileiro/>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA. **Municípios costeiros**. Brasília: IBGE, 2021. Disponível em: <<https://www.ibge.gov.br/geociencias/organizacao-do-territorio/estrutura-territorial/34330-municipios-costeiros.html>>. Acesso em: 26 jan. 2024.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Accident analysis for nuclear power plants**. Vienna: IAEA, 2002. (IAEA-SRS-23). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em 01 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Accident analysis for nuclear power plants with pressurized water reactors**. Vienna: IAEA, 2003. (IAEA-SRS-30). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 03 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Defining initiating events for purpose of probabilistic safety assessment**. Vienna: IAEA, 1993. (IAEA-TECDOC-719) Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 01 ago. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Deterministic safety analysis for nuclear power plants**. Vienna: IAEA, 2019. (IAEA-SSG-2 rev.1). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 17 ago. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants**. Vienna: IAEA, 2010. (IAEA-SSG-3) Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 17 ago. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Experience gained from fires in nuclear power plants: Lessons learned**. Vienna: IAEA, 2004. (IAEA-TECDOC-1421). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 18 ago. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **INES: The international nuclear and radiological event scale users manual**. Viena: IAEA, 2008. Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 18 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Inventory of accidents and losses at sea involving radioactive material***. Vienna: IAEA, 2001. (IAEA-TECDOC-1242) Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 26 ago. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Preparation of fire hazard analyses for nuclear power plants***. Vienna: IAEA, 1998. (IAEA-SRS-8) Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 25 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Probabilistic safety assessment***. Vienna: IAEA, 1992. (IAEA-INSAG-6) Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 20 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Protection against internal and external hazards in the operation of nuclear power plants***. Vienna: IAEA, 2022. (IAEA-SSG-77). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 16 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Protection against Internal hazards in the design of nuclear power plants***. Vienna: IAEA, 2021. (IAEA-SSG-64). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 25 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Safety of nuclear power plants: design***. Viena: IAEA, 2007. (IAEA-SSR-2/1 rev. 1). Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 13 set. 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Treatment of external hazards in probabilistic safety assessment for nuclear power plants: a safety practice***. IAEA, 1995. Disponível em: <<https://www.iaea.org/publications/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION. ***Revised guidelines for formal safety assessment (FSA) for use in the IMO rule-making process***. London: IMO, 2018.

JOHNSON, N.; MA, Z. ***Initiating event rates at U.S. nuclear power plants, 2021 update***. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2022. (INL/RPT-22-68129-Rev.0). Disponível em: <<https://www.osti.gov/servlets/purl/1894888/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

KAPLAN, D. B. When incidents are accidents: the silent saga of the nuclear navy. *Oceans Magazine*, v. 16, n. 4, p. 26-33, 1983.

MARINHA DO BRASIL. *Infraestrutura de dados espaciais e marinhos da Diretoria de Hidrografia e Navegação*. Brasília: MB, 2023. Disponível em: <https://idem.dhn.mar.mil.br/geonetwork/srv/search?_cat=maps>. Acesso em: 26 nov. 2023.

MARINHA DO BRASIL. *Meios navais*. Brasília: MB, 2024. Disponível em: <<https://www.marinha.mil.br/meios-navais>>. Acesso em: 26 jan. 2024.

MARINHA DO BRASIL. *O valor do mar no PIB brasileiro*. Brasília: MB, 2022. Disponível em: <<https://www.marinha.mil.br/agenciadenoticias/o-valor-do-mar-no-pib-brasileiro>>. Acesso em: 20 set. 2023.

MARQUES, J.; BAPTISTA FILHO, L.; OLIVEIRA, B.; CARVALHO, B.; ROCHA, T. *Geomorfologia costeira*. Volume Único. Rio de Janeiro: Fundação CECIERJ, 2016.

MATURANA, M.C; DE ABREU, D.T.M.P.; MARTINS, M.R. Preliminary hazard analysis of vessel maneuvers in access channels to port terminals. Publicado em: GUEDES SOARES, C.; SANTOS, T.A. *Trends in Maritime Technology and Engineering* (MARTECH 2022, Lisbon, Portugal, 24-26 May 2022). 1.ed. Lisboa: CRC Press, 2022.

MEIRELLES, J. L. F. *A teoria de opções reais como instrumento de avaliação de projetos de investimento*. 2004. 131p. Dissertação (Mestrado em Engenharia) Universidade de São Paulo, São Carlos. Disponível em: <<http://www.teses.usp.br/teses/>>. Acesso em: 24 maio 2023.

MIAN, Z.; RAMANA, M. V.; NAYYAR, A. H. Nuclear submarines in South Asia: new risks and dangers. *Journal for Peace and Nuclear Disarmament*, v. 2, n. 1, p. 184–202, 2019. Disponível em: <<https://doi.org/10.1080/25751654.2019.1621425>>. Acesso em: 01 set. 2023.

MINISTÉRIO DO MEIO AMBIENTE. *Limites da Zona Costeira*. Brasília: MMA, 2022. Disponível em: <<http://antigo.mma.gov.br/gestao-territorial/gerenciamento-costeiro/zona-costeira-e-seus-m%C3%BAtiplos-usos/caracteristicas-da-zona-costeira.html>>. Acesso em: 26 jan. 2024.

MINISTÉRIO DO MEIO AMBIENTE. **Macro diagnóstico da zona costeira e marinha do Brasil**. Brasília, DF: MMA, 2008. Disponível em: <<https://antigo.mma.gov.br/gestao-territorial/gerenciamento-costeiro/>>. Acesso em: 10 jun. 2023.

MITCH, D. Los Angeles class nuclear powered fast attack submarines of US Navy. **Naval Analyses**, 04 nov. 2014. Disponível em: <<https://www.navalanalyses.com/2014/11/infographics-7-los-angeles-class.html>>. Acesso em: 21 set. 2023.

MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES (MHI), LTD. **Pressurized Water Reactor (PWR): Configuration of Basic System**. Disponível em: <https://www.mhi.com/products/energy/pwr_power_plant_configuration_of_basic_systems.html>. Acesso em: 16 jan. 2024.

MOKHTARI, K.; REN, J.; ROBERTS, C. Application of a generic bow-tie based risk analysis framework on risk management of sea ports and offshore terminals. **Journal of Hazardous Materials**, v. 192, n. 2, p. 465–475, 2011. Disponível em: <<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0304389411006741>>. Acesso em: 29 abr. 2023.

NORDIC NUCLEAR SAFETY RESEARCH. **A Nordic approach to impact assessment of accidents with nuclear-propelled vessels**. Roskilde: NKS, 2012. (NKS-268). Disponível em: <https://www.nks.org/en/nks_reports/>. Acesso em: 04 ago. 2023.

NORDIC NUCLEAR SAFETY RESEARCH. **Site risk analysis for nuclear installations**. Roskilde: NKS, 2019. (NKS-419). Disponível em: <https://www.nks.org/en/nks_reports/>. Acesso em: 01 set. 2023.

ØLGAARD, P. L. **Accidents in nuclear ships**. Roskilde: Nordic Nuclear Safety Research, Dez. 1996. (NKS-96-RAK-2TR-C3). Disponível em: <<https://orbit.dtu.dk/en/publications/accidents-in-nuclear-ships>>. Acesso em: 15 mar. 2023.

ØLGAARD, P. L. **Nuclear ship accidents description and analysis**. Lyngby: The Technical University of Denmark, Mai. 1993. (NKS-138). Disponível em: <https://www.nks.org/en/nks_reports/view_document.htm?id=111010111120029>. Acesso em: 01 set. 2023.

PANDEY, M. **Fault tree analysis**. Waterloo: University of Waterloo, 2005. Disponível em: <<http://www.civil.uwaterloo.ca/maknight/courses/CIVE240-05/zWeek%2011/Fault%20Tree%20Analysis.pdf>>. Acesso em: 15 fev. 2023.

PAPE, E. A.; BORUAH, A. E. M. P.; FABEY, M.; KOHAD, C.; LOKHANDE, A.; RAHMAT, R.; SCARANO, M. **Jane's Fighting Ships**. 120ª edição. Northampton: Jane's Information Group, 2020.

PARLIAMENT OF THE COMMONWEALTH OF AUSTRALIA. **Visits to Australia by nuclear powered or armed vessels**: contingency planning for the accidental release of ionizing radiation. Canberra: Australian Government Publishing Service, 1989. Disponível em: <<https://www.arpansa.gov.au/research/>>. Acesso em: 18 nov. 2023.

POLMAR, N.; MOORE, K. J. **Cold war submarines**: the design and construction of U.S. and Soviet submarines. 1.ed. Washington: Potomac Books, 2004.

PRATES, A. P. L.; GONÇALVES, M. A.; ROSA, M. R. **Panorama da conservação dos ecossistemas costeiros e marinhos no Brasil**. Brasília: Ministério do Meio Ambiente, 2012.

RAUSAND, M.; HAUGEN, S. **Risk assessment**: theory, methods, and applications. 2.ed. Hoboken: John Wiley & Sons, Inc, 2020.

RAUSAND, M. **Reliability of Safety-Critical Systems**: theory and applications. 1.ed. Hoboken: John Wiley & Sons, Inc, 2014.

RELYANCE CORPORATION Relyance Fault Tree, 2024. Relyance Co., 2024. Software online.

RODRIGUES, A. M. T. A gestão ambiental e a zona costeira: como operar nesta área complexa, onde se sobrepõem tantos usos e conflitos. **Revista Contrapontos**, v. 3, n. 1, p. 97–105, 2003. Disponível em: <<https://periodicos.univali.br/index.php/rc/article/view/709>>. Acesso em: 16 jun. 2023.

SILVA, J. P. P. **Método dos cortes mínimos**. Porto: Faculdade de Engenharia da Universidade do Porto (FEUP), 2005. Disponível em: <<https://www.yumpu.com/pt/document/view/12641781/metodo-dos-cortes-minimos>>. Acesso em: 20 mar. 2024.

TAKANO, M.; ROMANOVA, V.; YAMAZAWA, H.; SIVINTSEV, Y.; COMPTON, K.; NOVIKOV, V.; PARKER, F. Reactivity accident of nuclear submarine near Vladivostok. **Journal of Nuclear Science and Technology**, v. 38, n. 2, p. 143-157, 2001. Disponível em: <<https://pure.iiasa.ac.at/id/eprint/6360/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

TINGLE, C. Submarine accidents a 60-year statistical assessment. **Professional safety**, v. 54, n. 9, p. 31-39, 2009. Disponível em: <https://aeasseincludes.assp.org/professionalsafety/pastissues/054/09/F2Tingle_0909.pdf>. Acesso em: 01 abr. 2023.

U.S. COAST GUARD. **Risk-based decision-making guidelines**. Washington: U.S. Coast Guard, 2007. (PB2002-108236). Disponível em: <<https://www.uscg.mil/hq/g-m/risk/e-guidelines/>>. Acesso em: 23 nov. 2022.

U.S. NAVY. **Attack Submarines - SSN**. Washington: U.S. Navy, 2023. Disponível em: <<https://www.navy.mil/DesktopModules/ArticleCS/Print.aspx?PortalId=1&ModuleId=724&Article=2169558>>. Acesso em: 03 maio 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **A guide to the performance of probabilistic risk assessments for nuclear power plants**. Washington: U.S. NRC, 1983. (NUREG-CR-2300). Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>. Acesso em: 25 out. 2022.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants: reactor safety study (WASH-1400)**. Washington: U.S. NRC, 1975. (NUREG-75/014). Disponível em: < <https://www.nrc.gov/docs/>>. Acesso em: 15 fev. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Fault tree handbook**. Washington: U.S. NRC, 1981. (NUREG-0492). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>>. Acesso em: 07 mar. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Nuclear power plant fire ignition frequency and non-suppression probability estimation using the updated fire events database**. Washington: U.S. NRC, 2015. (NUREG-2169). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Rates of initiating events at U.S. nuclear power plants: 1987 - 1995**. Washington: U.S. NRC, 1999. (NUREG/CR-5750). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/docs/ML0705/ML070580080.pdf>>. Acesso em: 01 set. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Fire PRA methodology for nuclear power facilities**. Washington: U.S. NRC, 2005. (NUREG/CR-6850). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>>. Acesso em: 15 mar. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Industry average performance for components and initiating events at U.S. commercial nuclear power plants.** Washington: U.S. NRC, 2007. (NUREG/CR-6928). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>>. Acesso em: 15 mar. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Rates of initiating events at U.S. nuclear power plants 1988–2005 (NUREG/CR-5750 update).** Washington: U.S. NRC, 2006. Disponível em: <<https://nrcoe.inl.gov/publicdocs/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Severe accident risks: An assessment for five U.S. nuclear power plants.** Washington: U.S. NRC, 1991. (NUREG-1150). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>>. Acesso em: 01 set. 2023.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Westinghouse technology system manual.** Washington: U.S. NRC, 2016. (NUREG-0544). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/>>. Acesso em: 21 nov. 2023.

WILTGEN, G. PROSUB: 2024 inicia com o comissionamento do 2º submarino da classe 'Riachuelo'. **Defesa Aérea & Naval.** Disponível em: <<https://www.defesa-aereanaval.com.br/naval/prosub-2024-inicia-com-o-comissionamento-do-2o-submarino-da-classe-riachuelo>>. Acesso em: 26 jan. 2024.

APÊNDICE 1 - LISTA DE EVENTOS INICIADORES IDENTIFICADOS NA ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS

Tabela 14 - Lista de eventos iniciadores identificados na APR.

(continua)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador
ICT-1.1	Perda de controle da reatividade	Ejeção das barras de controle
ICT-1.2	Perda de controle da reatividade	Retirada indevida das barras de controle
ICT-1.3	Perda de controle da reatividade	Mau funcionamento do sistema de barras de controle
ICT-1.4	Perda de controle da reatividade	Redução da concentração de boro na água do circuito primário
ICT-2.1	Redução da vazão de fluido refrigeração do reator	Parada de bomba principal de resfriamento do reator
ICT-2.2	Redução do vazão de fluido refrigeração do reator	Fechamento indevido de válvula de isolamento das bombas do circuito primário
ICT-2.3	Redução do vazão de fluido refrigeração do reator	Travamento ou quebra do eixo de uma das bombas de resfriamento do reator
ICT-2.4	Redução do vazão de fluido refrigeração do reator	Bloqueio de fluxo dentro do elemento combustível
ICT-3.1	Aumento do volume de fluido de refrigeração	Acionamento indevido do sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS)
ICT-3.2	Aumento do volume de fluido de refrigeração	Mau funcionamento do sistema de controle químico e volumétrico (CVCS)
ICT-4.1	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Ruptura na linha de vapor
ICT-4.2	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Abertura indevida da válvula de alívio de vapor
ICT-4.3	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Aumento da vazão de vapor por mau funcionamento no sistema de controle de pressão do secundário
ICT-4.4	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Mau funcionamento no sistema de água de alimentação
ICT-5.1	Redução da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Ruptura na linha de água de alimentação
ICT-5.2	Redução da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Parada de bomba do circuito de água de alimentação
ICT-5.3	Redução da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Redução do fluxo de vapor no gerador de vapor
ICT-6.1	Redução do volume de fluido de refrigeração	Abertura indevida de válvula de isolamento do circuito primário

Tabela 14 - Lista de eventos iniciadores identificados na APR.

(conclusão)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador
ICT-6.2	Redução do volume de fluido de refrigeração	Espectro postulado de ruptura de tubulação resultante em grande LOCA
ICT-6.3	Redução do volume de fluido de refrigeração	Vazamento de fluido do circuito primário para o secundário dentro do gerador de vapor
ICT-6.4	Redução do volume de fluido de refrigeração	Travamento de válvula do pressurizador em posição aberta
ICT-7.1	Redução da capacidade de remoção de calor pelo circuito terciário	Perda total ou parcial da rede de água salgada
ICT-7.2	Redução da capacidade de remoção de calor pelo circuito terciário	Fechamento indevido das válvulas de isolamento da rede principal de vapor
ICT-7.3	Redução da capacidade de remoção de calor pelo circuito terciário	Perda total de vácuo no condensador
IPN-1.1	Incêndio interno	Incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear
IPN-2.1	Alagamento interno	Alagamento na praça de máquinas onde estão localizados equipamentos da planta nuclear (externo à contenção)
IPN-3.1	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Perda da rede elétrica de corrente alternada normal
IPN-3.2	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Perda da rede elétrica de corrente alternada de emergência
IPN-3.3	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Perda da rede elétrica de corrente contínua de emergência
IPN-3.4	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Falha no sistema de água gelada / auxiliar de resfriamento
EXT-1.1	Incêndio externo	Incêndio iniciado dentro do submarino e não relacionado à operação da planta
EXT-2.1	Explosão externa	Explosão não associada à planta nuclear
EXT-3.1	Alagamento externo	Alagamento fora do compartimento do reator
EXT-4.1	Choque mecânico	Colisão com outras embarcações
EXT-4.2	Ataque inimigo	Ataque inimigo (atividades militares)
EXT-5.1	Movimentos excessivos da plataforma	Trim ou banda superior aos limites de projeto
EXT-6.1	Condições meteorológicas	Condições meteorológicas extremas

Fonte: Autor.

APÊNDICE 2 - ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS PARA O SUBMARINO NUCLEAR EM OPERAÇÃO NA ZONA COSTEIRA BRASILEIRA

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continua)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-1.1	Perda de controle da reatividade	Ejeção das barras de controle	<ul style="list-style-type: none"> - Falha no mecanismo de acionamento das barras de controle - Diferença de pressão entre o fluido do primário e a contenção 	<ul style="list-style-type: none"> - Inserção de reatividade positiva e consequente aumento brusco de potência do reator - Distribuição de potência desuniforme no núcleo - Aumento da temperatura do combustível com possível dano no elemento combustível - Pequeno LOCA por falha na integridade do mecanismo de acionamento das barras de controle - Liberação de radioatividade na atmosfera da contenção associado à degradação do combustível e LOCA 	3	3	9	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS) - Sistema de contenção - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual
ICT-1.2	Perda de controle da reatividade	Içamento indevido das barras e controle	<ul style="list-style-type: none"> - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Temperatura do núcleo acima dos limites térmicos de operação - Aumento da pressão dos circuitos primários e secundários 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-1.3	Perda de controle da reatividade	Mau funcionamento do sistema de barras de controle	- Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Queda, remoção ou desalinhamento de uma barra de controle	- Distorção da distribuição de temperatura e potência do núcleo - Aumento de potência do núcleo em caso de remoção	4	1	4	- Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de remoção de calor residual
ICT-1.4	Perda de controle da reatividade	Redução da concentração de boro na água do circuito primário	- Propagação de um volume de fluido com baixa concentração de boro (<i>slug</i>) no núcleo do reator - Ativação do sistemas de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS) devido a acidente prévio	- Aumento na potência do reator - Aumento da temperatura e pressão do circuito primário	4	1	4	- Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-2.1	Redução da vazão de fluido refrigeração do reator	Parada de bomba principal de resfriamento do reator	<ul style="list-style-type: none"> - Queda do fornecimento de energia elétrica - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Desequilíbrio térmico no circuito primário - Temperatura do núcleo acima dos limites térmicos de operação - Aumento da pressão dos circuitos primários e secundários 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Rede de emergência do sistema elétrico do navio - Sistema de alimentação elétrica de emergência - Redundância de equipamentos do circuito primário - Controle manual das bombas pelo SICM e SCMD - Sistema de remoção de calor residual
ICT-2.2	Redução do vazão de fluido refrigeração do reator	Fechamento indevido de válvula de isolamento das bombas do circuito primário	<ul style="list-style-type: none"> - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Desequilíbrio térmico no circuito primário - Temperatura do núcleo acima dos limites térmicos de operação - Aumento da pressão dos circuitos primários e secundários 	3	1	3	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-2.3	Redução do vazão de fluido refrigeração do reator	Travamento ou quebra do eixo de uma das bombas de resfriamento do reator	<ul style="list-style-type: none"> - Falha mecânica de componente da bomba - Falha de fabricação - Falha de manutenção 	<ul style="list-style-type: none"> - Desequilíbrio térmico no circuito primário - Temperatura do núcleo acima dos limites térmicos de operação - Aumento da pressão dos circuitos primários e secundários 	2	3	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de remoção de calor residual - Redundância de equipamentos do circuito primário
ICT-2.4	Redução do vazão de fluido refrigeração do reator	Bloqueio de fluxo dentro do elemento combustível	<ul style="list-style-type: none"> - Presença de detritos no circuito primário após troca de combustível ou manutenção 	<ul style="list-style-type: none"> - Desequilíbrio térmico no núcleo do reator 	3	1	3	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de remoção de calor residual - Elementos filtrantes monitorados pelo SICM

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-3.1	Aumento do volume de fluido de refrigeração do reator	Acionamento indevido do sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS)	- Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional (erro humano)	- Aumento da pressão no circuito primário devido à adição de fluido no sistema - Comprometimento da integridade do vaso de pressão do reator pela injeção de fluido em baixas temperaturas - “Solidificação” do pressurizador, travamento da válvula de segurança do pressurizador e LOCA - Pressurização da contenção do reator em caso de perda do tanque de alívio do pressurizador	3	3	9	- Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle manual do ECCS pelo SCMD - Válvula de alívio/segurança do pressurizador - Tanque do pressurizador - Sistema de contenção
ICT-3.2	Aumento do volume de fluido de refrigeração do reator	Mau funcionamento do sistema de controle químico e volumétrico (CVCS)	- Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional	- Aumento no volume de fluido do circuito primário - Aumento da pressão no circuito primário devido à adição de fluido no sistema - Descontrole da reatividade pela incapacidade de controlar a concentração de boro na água do circuito primário	3	1	3	- Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Válvula de alívio/segurança do pressurizador - Tanque do pressurizador - Controle das bombas do CVCS pelo SICM e SCMD - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-4.1	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Ruptura na linha de vapor	- Falha mecânica na tubulação, como choque mecânico, fadiga, falha em juntas soldadas e trincas	- Despressurização e perda de fluido refrigerante do circuito secundário - Queda de temperatura do fluido do secundário devido a despressurização - Comprometimento da integridade do vaso de pressão do reator decorrente da redução da temperatura excessiva da água de resfriamento do reator - Inserção de reatividade positiva, com possível criticalidade mesmo após a inserção das barras de controle	2	3	6	- Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual - Válvula de isolamento da rede principal de vapor - Sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS)

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-4.2	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Abertura indevida da válvula de alívio de vapor	<ul style="list-style-type: none"> - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Despressurização e perda de fluido refrigerante do circuito secundário - Queda de temperatura do fluido do secundário devido à despressurização - Comprometimento da integridade do vaso de pressão do reator decorrente da redução da temperatura excessiva da água de resfriamento do reator - Inserção de reatividade positiva, com possível criticalidade mesmo após a inserção das barras de controle 	3	2	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Válvula de isolamento da rede principal de vapor - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-4.3	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Aumento da vazão de vapor por mau funcionamento no sistema de controle de pressão do secundário	<ul style="list-style-type: none"> - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico ou monitoramento - Falha de fabricação de componentes do sistema - Falha de manutenção 	<ul style="list-style-type: none"> - Abertura indevida da válvula de alívio de vapor - Despressurização e perda de fluido refrigerante do circuito secundário - Queda de temperatura do fluido do secundário devido a despressurização - Comprometimento da integridade do vaso de pressão do reator decorrente da redução da temperatura excessiva da água de resfriamento do reator - Inserção de reatividade positiva, com possível criticalidade mesmo após a inserção das barras de controle 	3	2	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual
ICT-4.4	Aumento da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Mau funcionamento no sistema de água de alimentação	<ul style="list-style-type: none"> - Falha na válvula de controle da água de alimentação - Falha no aquecedor da água de alimentação 	<ul style="list-style-type: none"> - Aumenta a vazão de água de alimentação em caso de falha na válvula de controle de alimentação - Redução na temperatura da água de alimentação em caso de falha no aquecedor - Redução da temperatura da água do primário, aumentando a potência do reator devido à inserção de reatividade positiva 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-5.1	Redução da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Ruptura na linha de água de alimentação	<ul style="list-style-type: none"> - Degradação ou desgaste do material da tubulação - Falha mecânica na tubulação, como choque mecânico, fadiga, falha em juntas soldadas, trincas 	<ul style="list-style-type: none"> - Interrupção parcial ou total no fornecimento de água de alimentação - Redução do volume de água dentro do gerador de vapor, no lado do circuito secundário - Redução da capacidade de troca de calor com o circuito primário, resultando em superaquecimento do fluido, expansão e aumento de pressão no circuito primário - Superaquecimento do núcleo do reator, com possível superaquecimento do elemento combustível - Abertura da válvula de segurança ou alívio do pressurizador - Aumento da pressão da contenção - Comprometimento da integridade estrutural do gerador de vapor (interface entre o fluido do primário e do secundário) devido à injeção de água fria em emergência. 	3	3	9	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de contenção - Redundância de equipamentos do circuito secundário - Válvulas de isolamento do circuito secundário - Sistema auxiliar de injeção de água de alimentação - Controle da reatividade pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual - Sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS) - Válvula de alívio/segurança do pressurizador - Tanque do pressurizador

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-5.2	Redução da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Parada de bomba do circuito de água de alimentação	<ul style="list-style-type: none"> - Queda do fornecimento de energia elétrica - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Baixa pressão na sucção da bomba 	<ul style="list-style-type: none"> - Redução da capacidade de troca de calor com o fluido do circuito primário - Aumento de pressão e temperatura nos circuitos primário e secundário 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema auxiliar de injeção de água de alimentação - Válvula de alívio/segurança do pressurizador - Tanque do pressurizador
ICT-5.3	Redução da taxa de remoção de calor pelo circuito secundário	Redução do fluxo de vapor no gerador de vapor	<ul style="list-style-type: none"> - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Fechamento da válvula de isolamento da linha principal de vapor - Parada da turbina - Perda de vácuo no condensador 	<ul style="list-style-type: none"> - Aumento da pressão e temperatura do lado secundário do gerador de vapor - Redução da capacidade de troca de calor com o fluido do circuito primário 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-6.1	Redução do volume de fluido de refrigeração	Abertura indevida de válvula de isolamento do circuito primário	<ul style="list-style-type: none"> - Falha de instrumentação / sinal de comando elétrico - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Pequeno LOCA - Redução no volume de fluido no circuito primário - Redução da capacidade de troca de calor e resfriamento do núcleo - Distribuição assimétrica de temperatura no núcleo do reator - Pressurização da contenção causada pelo vazamento de fluido do primário 	3	2	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de contenção - Controle do nível de água pelo CVCS - Controle das válvulas de isolamento pelo SICM e SCMD - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Fechamento automático/manual remoto de dampers via SICM - Sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS) - Atuação do Grupamento de Proteção Radiológica - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-6.2	Redução do volume de fluido de refrigeração	Espectro postulado de ruptura de tubulação resultante em grande LOCA	<ul style="list-style-type: none"> - Defeito de fabricação em componente do primário - Falha por fadiga - Impactos externos - Falha de componentes durante a operação da planta 	<ul style="list-style-type: none"> - “Chicoteamento” da tubulação por conta do aumento da velocidade de vazamento de fluido na região de ruptura - Propagação de ondas de pressão no circuito primário, resultando em diferenciais de pressão com potencial de comprometimento de componentes internos do reator - Danos nas barras de controle por superaquecimento devido à perda de água de resfriamento no núcleo - Danos no elemento combustível, como inchamento do revestimento e distorções geométricas - Em altas temperaturas, o revestimento dos elementos combustível reage com vapor, resultando na liberação de gás hidrogênio, degradando o combustível e favorecendo explosões dentro da contenção - Pressurização da contenção causada pelo vazamento de fluido do primário - Vazamento de material radioativo na atmosfera da 	2	5	10	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle do nível de água pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual - Controle das válvulas de isolamento pelo SICM e SCMD - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Fechamento automático/manual remoto de dampers via SICM - Sistema de resfriamento do núcleo em emergência (ECCS) - Atuação do Grupamento de Proteção Radiológica

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-6.2 (cont.)	Redução do volume de fluido de refrigeração (continuação)	Espectro postulado de ruptura de tubulação resultante em grande LOCA (continuação)		<p>contenção devido a danos no núcleo do reator</p> <ul style="list-style-type: none"> - Contaminação de tripulantes do navio em caso de vazamento para fora da contenção - Perda de vidas humanas - Liberação de material radioativo para o ambiente 				
ICT-6.3	Redução do volume de fluido de refrigeração	Vazamento de fluido do circuito primário para o secundário dentro do gerador de vapor	- Ruptura de um ou mais tubos no gerador de vapor, podendo ocorrer por defeito de fabricação no material, falha por fadiga, ou resultando de outro evento iniciador, como ruptura na linha de vapor ou injeção de água de alimentação fria em tubos do gerador de vapor que se encontra em altas temperaturas	<ul style="list-style-type: none"> - Pequeno LOCA - Liberação de material radioativo para fora da contenção - Contaminação do circuito secundário - Redução da capacidade de resfriamento do núcleo do reator - Diluição de boro e consequente inserção de reatividade positiva, aumentando a potência do reator - Contaminação de tripulantes do navio 	3	3	9	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de contenção - Controle do nível de água pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Fechamento automático/manual remoto de dampers via SICM - Atuação do Grupamento de Proteção Radiológica

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-6.4	Redução do volume de fluido de refrigeração	Travamento de válvula do pressurizador em posição aberta	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em componente mecânico da válvula - Defeito de fabricação - Falha em sinal elétrico de válvula de comando remoto 	<ul style="list-style-type: none"> - Pequeno LOCA - Possibilidade de ebulição do fluido de refrigeração do reator devido à redução de volume - Inversão de reatividade por diluição de boro - Aumento da potência do reator - Transbordamento do tanque de alívio do pressurizador - Vazamento de material radioativo para a contenção - Aumento de pressão da contenção - Contaminação de tripulantes do navio - Perda de vidas humanas 	2	4	8	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de contenção - Controle do nível de água pelo CVCS - Sistema de remoção de calor residual - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Atuação do Grupamento de Proteção Radiológica

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-7.1	Redução da capacidade de remoção de calor pelo circuito terciário	Perda total ou parcial da rede de água salgada	<ul style="list-style-type: none"> - Fechamento das válvulas de casco por suspeita de alagamento - Fechamento indevido das válvulas de casco por falha em comando elétrico ou erro humano - Ruptura da tubulação de água salgada - Falha nas bombas do sistema de água salgada - Entupimento da área de sucção das válvulas de casco - Entupimento de filtros 	<ul style="list-style-type: none"> - Redução da capacidade de troca de calor com o fluido do circuito secundário e consequente comprometimento da capacidade de remoção de calor do reator - Aumento de pressão e temperatura nos circuitos primário e secundário 	4	2	8	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Ejeção de ar comprimido para limpeza de válvula de casco - Redundância de equipamentos do circuito terciário
ICT-7.2	Redução da capacidade de remoção de calor pelo circuito terciário	Fechamento indevido das válvulas de isolamento da rede principal de vapor	<ul style="list-style-type: none"> - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Redução da capacidade de troca de calor com o fluido do circuito secundário e consequente comprometimento da capacidade de remoção de calor do reator - Aumento de pressão e temperatura nos circuitos primário e secundário 	3	1	3	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Controle das válvulas de isolamento pelo SICM e SCMD

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
ICT-7.3	Redução da capacidade de remoção de calor pelo circuito terciário	Perda total de vácuo no condensador	<ul style="list-style-type: none"> - Falha na bomba de vácuo do condensador - Falha no mecanismo de ejeção de ar - Falha de fabricação de componente mecânico - Vazamento no condensador - Parada da bomba de circulação de água 	<ul style="list-style-type: none"> - Redução da capacidade de troca de calor com o fluido do circuito secundário e consequente comprometimento da capacidade de remoção de calor do reator - Aumento de pressão e temperatura nos circuitos primário e secundário 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
IPN-1.1	Incêndio interno	Incêndio iniciado em equipamentos ou componentes relativos à planta nuclear	<ul style="list-style-type: none"> - Curto-circuito em equipamento elétrico da planta - Ignição de óleo lubrificante proveniente de vazamento - Ignição de material isolante devido à altas temperaturas - Falha operacional (erro humano) 	<ul style="list-style-type: none"> - Liberação de gases tóxicos - Perda de equipamentos vitais para o funcionamento da planta nuclear - Perda da planta nuclear - Perda da integridade da contenção do reator - Contaminação de tripulantes do navio - Perda do submarino - Perda de vidas humanas - Liberação de material radioativo no meio ambiente 	3	5	15	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de contenção - Sistema de detecção e combate a incêndio - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Fechamento automático/manual remoto de dampers via SICM - Sistema de respiração em emergência - Atuação do Grupamento de Proteção Radiológica e Grupamento de Combate de Avarias (CAv) - Sistema de detecção de radiação - Sistema de retorno à superfície em emergência - Sistema de escape apressado

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
IPN-2.1	Alagamento interno	Alagamento na praça de máquinas onde estão localizados equipamentos da planta nuclear (externo à contenção)	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em válvula de casco - Ruptura de tubulação de sistemas de água salgada 	<ul style="list-style-type: none"> - Perda de equipamentos elétrico dos circuitos secundários e terciários - Perda da rede de água salgada (rede do circuito terciário) - Comprometimento do funcionamento da planta 	2	3	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de detecção e controle de alagamento - Redundância de equipamentos do circuito terciário - Arranjo de equipamentos relacionados a planta nuclear em compartimentos superiores - Sistema de controle de peso do submarino empregado em caso de pequenos alagamentos - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Sistema de retorno à superfície em emergência

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
IPN-3.1	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Perda da rede elétrica de corrente alternada normal	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em equipamentos e componentes elétricos - Parada das turbinas / geradores - Falha no sistema de baterias 	- Funcionamento da planta nuclear em modo degradado	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema elétrico do navio com redes normal e de emergência redundantes e segregadas. - Rede elétrica de emergência com distribuição CA - Sistema diesel-gerador disponível em superfície e cota periscópica - Sistema de baterias
IPN-3.2	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Perda da rede elétrica CA de emergência	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em equipamentos e componentes elétricos - Parada das turbinas / geradores - Falha no sistema de baterias - Indisponibilidade do sistema de diesel-gerador 	- Perda dos sistemas elétricos de segurança ligados à rede de corrente alternada	2	3	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de contenção - Sistema elétrico do navio com redes normal e de emergência redundantes e segregadas. - Sistema diesel-gerador disponível em superfície e cota periscópica - Sistema de remoção de calor residual

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
IPN-3.3	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Perda da rede elétrica de corrente contínua de emergência	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em equipamentos e componentes elétricos - Parada das turbinas / geradores - Falha no sistema de baterias - Indisponibilidade do sistema de geradores diesel 	<ul style="list-style-type: none"> - Perda dos sistemas elétricos de segurança ligados à rede de corrente contínua de emergência - Perda de instrumentos de monitoração e controle da planta - Comprometimento do sistema de proteção do reator (RPS) 	2	3	6	<ul style="list-style-type: none"> - Sistema de proteção do reator (RPS) controlado e monitorado via SICM e SCMD - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de remoção de calor residual - Sistema de retorno à superfície em emergência
IPN-3.4	Falhas em sistemas auxiliares da planta	Falha no sistema de água gelada / auxiliar de resfriamento	<ul style="list-style-type: none"> - Perda da rede elétrica - Parada das bombas do sistema - Indisponibilidade dos trocadores de calor / <i>chillers</i> - Falha em componente do sistema, incluindo tubulação 	<ul style="list-style-type: none"> - Parada de equipamentos da planta nuclear por superaquecimento 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Redundância nas redes de fornecimento de água de resfriamento para os equipamentos da planta

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
EXT-1.1	Incêndio externo	Incêndio iniciado dentro do submarino e não relacionado à operação da planta	<ul style="list-style-type: none"> - Curto-circuito em equipamento elétrico do submarino - Acidente na cozinha - Ignição de óleo lubrificante proveniente de vazamento - Ignição de material isolante devido à altas temperaturas - Ataque inimigo 	<ul style="list-style-type: none"> - Alastramento do incêndio até os equipamentos relacionados à planta nuclear - Liberação de gases tóxicos - Perda de equipamentos vitais para o funcionamento da planta nuclear - Comprometimento de equipamentos e componentes da planta nuclear - Perda do submarino - Perda de vidas humanas 	2	5	10	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de detecção e combate a incêndio - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Fechamento automático/manual remoto de dampers via SICM - Sistema de respiração em emergência - Atuação do Grupamento de Proteção Radiológica e Grupamento de Combate de Avarias (CAv) - Sistema de detecção de radiação - Sistema de retorno à superfície em emergência

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
EXT-2.1	Explosão externa	Explosão não associada à planta nuclear	<ul style="list-style-type: none"> - Acúmulo de gás hidrogênio na praça de baterias - Explosão de armamento a bordo do submarino - Explosão em cilindros de gases / ar comprimido 	<ul style="list-style-type: none"> - Choque mecânico acima dos limites de projeto da planta - Comprometimento da planta nuclear - Comprometimento do casco resistente - Perda do navio - Perda de vidas humana - Liberação de material radioativo ao meio ambiente 	2	5	10	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Sistema de detecção de gás hidrogênio - Sistema de ventilação e ar-condicionado - Estrutura reforçada do casco resistente - Monitoramento contínuo da pressão dos cilindros de gases/ar comprimido (compartimento de comando) - Atuação de navios de resgate submarino

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
EXT-3.1	Alagamento externo	Alagamento fora do compartimento do reator	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em válvula de casco - Falha estrutural no casco resistente do navio - Ruptura de tubulação de sistemas de água salgada não relacionada à planta 	<ul style="list-style-type: none"> - Falha em equipamentos relacionados à planta nuclear - Inclinações da planta por conta de trim ou banda acima dos limites de projeto 	3	2	6	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de isolamento e compartimentação física do submarino - Sistema de fechamento de válvulas em emergência - Sistema de controle do peso do submarino - Sistema de controle de trim e banda - Sistema de controle de trim e banda - Sistema de retorno à superfície em emergência

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(continuação)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
EXT-4.1	Choque mecânico	Colisão com outras embarcações	<ul style="list-style-type: none"> - Falha operacional (erro humano) - Falha em sistema de navegação do navio - Falha no sistema de navegação - Falha no sonar do navio 	<ul style="list-style-type: none"> - Choque mecânico acima dos limites de projeto da planta - Comprometimento da planta nuclear - Comprometimento do casco resistente - Perda do navio - Perda de vidas humana - Liberação de material radioativo ao meio ambiente 	3	4	12	<ul style="list-style-type: none"> - Estrutura reforçada do casco resistente - Sistema de navegação - Sistema de navegação com sonar integrado - Atuação de navios de resgate submarino
EXT-4.2	Choque mecânico	Ataque inimigo (atividades militares)	<ul style="list-style-type: none"> - Colisão/explosão de armamento contra o casco resistente do navio 	<ul style="list-style-type: none"> - Choque mecânico acima dos limites de projeto da planta - Comprometimento do reator nuclear - Liberação de material radioativo - Contaminação da tribulação - Perda do navio - Perda de vidas humana 	1	5	5	<ul style="list-style-type: none"> - Estrutura reforçada do casco resistente - Sistema de navegação - Sistema de navegação com sonar integrado - Atuação de navios de resgate submarino

Tabela 15 - Análise preliminar de riscos para o submarino nuclear em operação na zona costeira brasileira.

(conclusão)

Código	Categoria (Perigo)	Evento Iniciador	Causa	Potencial consequência	FFC	FIC	FR	Barreiras
EXT-5.1	Movimentos excessivos da plataforma	Trim ou banda superior aos limites de projeto	<ul style="list-style-type: none"> - Mau funcionamento do sistema de controle de trim e banda - Alagamento severo acima da capacidade do sistema de controle de trim e banda do navio - Travamento dos hidroplanos (lemes horizontais) - Comprometimento do casco resistente - Retorno à superfície em emergência 	- Parada de equipamentos relacionados à planta nuclear	3	1	3	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Sistema de retorno à superfície em emergência
EXT-6.1	Condições meteorológicas	Condições meteorológicas extremas	<ul style="list-style-type: none"> - Temperatura elevada da água do mar - Tempestades tropicais - Ciclones 	<ul style="list-style-type: none"> - Comprometimento da eficiência de troca de calor no condensador (temperatura do mar elevada) - Comprometimento da operabilidade do submarino 	4	1	4	<ul style="list-style-type: none"> - Controle e monitoramento constante da planta pelo SICM - Desligamento automático do reator (SCRAM) pelo RPS - Desligamento manual da planta pelo SCMD - Obtenção de dados meteorológicos via sistema de comunicação - Navegação submersa para minimizar as condições de mau tempo

Fonte: Autor.

APÊNDICE 3 - CODIFICAÇÃO E TIPIIFICAÇÃO DOS EVENTOS DA ÁRVORE DE FALHAS

Tabela 16 - Codificação e tipificação dos eventos identificados na árvore de falhas. (continua)

Código	Descrição do Evento	Tipo de Evento
ET	Incêndio na planta nuclear	Topo
EI-1	Fonte de calor	Intermediário
EB-1.1	Superfícies normalmente aquecidas	Básico
EI-1.1	Superaquecimento em sistemas mecânicos	Intermediário
EI-1.1.1	Superaquecimento em máquinas mecânicas	Intermediário
EB-1.1.1.1	Falha em água de resfriamento	Básico
EI-1.1.1.1	Aquecimento por atrito excessivo	Intermediário
EI-1.1.1.1.1	Perda de lubrificação	Intermediário
EB-1.1.1.1.1.1	Redução do fluxo de fluido lubrificante	Básico
EB-1.1.1.1.1.2	Falha em selo mecânico/ retentor	Básico
EB-1.1.1.1.1.3	Degradação do fluido lubrificante	Básico
EB-1.1.1.1.1.4	Falha de manutenção	Básico
EI-1.1.1.1.2	Falha em mancal	Intermediário
EB-1.1.1.1.2.1	Falha em componente mecânico	Básico
EB-1.1.1.1.2.2	Falha de manutenção	Básico
EB-1.1.1.1.2.3	Falha mecânica (fadiga, corrosão...)	Básico
EI-1.1.1.2	Operação acima dos limites de projeto	Intermediário
EB-1.1.1.2.1	Falha operacional	Básico
EB-1.1.1.2.2	Falha dos sistemas de C&M	Básico
EB-1.1.1.2.3	Erro de projeto/especificação	Básico
EI-1.1.2	Superaquecimento em tubulação	Intermediário
EB-1.1.2.1	Falha em isolamento térmico	Básico
EI-1.1.2.1	Falha em trocador de calor	Intermediário
EB-1.1.2.1.1	Ruptura em tubulação interna	Básico
EB-1.1.2.1.2	Falha no trocador em calor	Básico
EB-1.1.2.1.3	Perda da fonte fria	Básico
EB-1.1.2.1.4	Falha de manutenção	Básico
EB-1.1.2.1.5	Falha mecânica (fadiga, corrosão...)	Básico
EB-1.1.2.1.6	Perda de eficiência	Básico

Tabela 16 - Codificação e tipificação dos eventos identificados na árvore de falhas. (continuação)

Código	Descrição do Evento	Tipo de Evento
EI-1.2	Liberação de centelha ou arco elétrico	Intermediário
EI-1.2.1	Falha em equipamento elétrico/eletrônico	Intermediário
EB-1.2.1.1	Falha na barreira de proteção elétrica	Básico
EI-1.2.1.1	Sobrecarga em componente elétrico/eletrônico	Intermediário
EI-1.2.1.1.1	Falha em componente interno	Intermediário
EB-1.2.1.1.1.1	Curto-circuito interno	Básico
EB-1.2.1.1.1.2	Defeito de fabricação	Básico
EB-1.2.1.1.1.3	Sobrecarga elétrica	Básico
EI-1.2.1.1.1.1	Condições ambientais além da especificação	Intermediário
EB-1.2.1.1.1.1.1	EMC	Básico
EB-1.2.1.1.1.1.2	Vibração externa	Básico
EB-1.2.1.1.1.1.3	Temperaturas extremas	Básico
EB-1.2.1.1.1.1.4	Umidade elevada	Básico
EB-1.2.1.1.1.1.5	Choque mecânico externo	Básico
EB-1.2.1.1.1	Falha durante a instalação	Básico
EB-1.2.1.1.2	Falha operacional	Básico
EB-1.2.1.1.3	Falha de manutenção	Básico
EI-1.2.1.1.2	Superaquecimento do equipamento em operação	Intermediário
EB-1.2.1.1.2.1	Obstrução/bloqueio do fluxo de ar	Básico
EB-1.2.1.1.2.2	Falha em água de resfriamento	Básico
EI-1.2.2	Falha em barramento/quadro elétrico	Intermediário
EB-1.2.2.1	Falha na barreira de proteção elétrica	Básico
EI-1.2.2.1	Sobrecarga no barramento/quadro elétrico	Intermediário
EI-1.2.2.1.1	Curto-circuito	Intermediário
EI-1.2.2.1.1.1	Falha em aterramento	Intermediário
EB-1.2.2.1.1.1.1	Falha de manutenção	Básico
EB-1.2.2.1.1.1.2	Erro de projeto/especificação	Básico
EB-1.2.2.1.1.1	Sobrecarga elétrica	Básico
EI-1.2.2.1.1.2	Falha em cabeamento	Intermediário
EI-1.2.2.1.1.2.1	Falha em duto de cabeamento	Intermediário
EB-1.2.2.1.1.2.1.1	Redução de vida útil por fadiga	Básico
EB-1.2.2.1.1.2.1.2	Choque mecânico externo	Básico

Tabela 16 - Codificação e tipificação dos eventos identificados na árvore de falhas. (continuação)

Código	Descrição do Evento	Tipo de Evento
EB-1.2.2.1.1.2.1	Falha durante a instalação	Básico
EI-1.2.2.1.1.2.2	Falha em isolamento	Intermediário
EB-1.2.2.1.1.2.2.1	Falha durante a instalação	Básico
EB-1.2.2.1.1.2.2.2	Erro de projeto/especificação	Básico
EB-1.2.2.1.1.2.2.3	Falha de manutenção	Básico
EI-1.2.2.1.2	Falha em componente elétrico interno	Intermediário
EB-1.2.2.1.2.1	Falha em componente de controle	Básico
EB-1.2.2.1.2.2	Defeito de fabricação	Básico
EB-1.2.2.1.2.3	Falha de manutenção	Básico
EI-1.2.3	Centelha por eletricidade estática	Intermediário
EI-1.2.3.1	Acúmulo de carga estática	Intermediário
EB-1.2.3.1.1	Acúmulo de poeira	Básico
EB-1.2.3.1.2	Fricção entre cabamentos	Básico
EB-1.2.3.1.3	Baixa umidade atmosférica	Básico
EB-1.2.3.1.4	Carga triboelétrica	Básico
EB-1.2.3.1	Falha na barreira de proteção elétrica	Básico
EI-1.2.3.2	Falha em aterramento	Intermediário
EB-1.2.3.2.1	Falha em cabo de aterramento	Básico
EB-1.2.3.2.2	Aterramento inexistente	Básico
EB-1.2.3.2.3	Erro de projeto/especificação	Básico
EI-1.3	Superaquecimento de equipamento elétrico	Intermediário
EI-2	Agente combustível	Intermediário
EI-2.1	Falha em isolante térmico/elétrico	Intermediário
EB-2.1.1	Erro de projeto/especificação	Básico
EB-2.1.2	Falha durante a instalação	Básico
EB-2.1.3	Defeito de fabricação	Básico
EI-2.2	Falha em fluido hidráulico/lubrificante	Intermediário
EB-2.2.1	Defeito de fabricação	Básico
EI-2.2.1	Redução do ponto de ignição	Intermediário
EB-2.2.1.1	Presença de agente contaminante	Básico
EB-2.2.1.2	Perda de propriedade do fluido	Básico
EB-2.2.1.3	Falha de manutenção	Básico

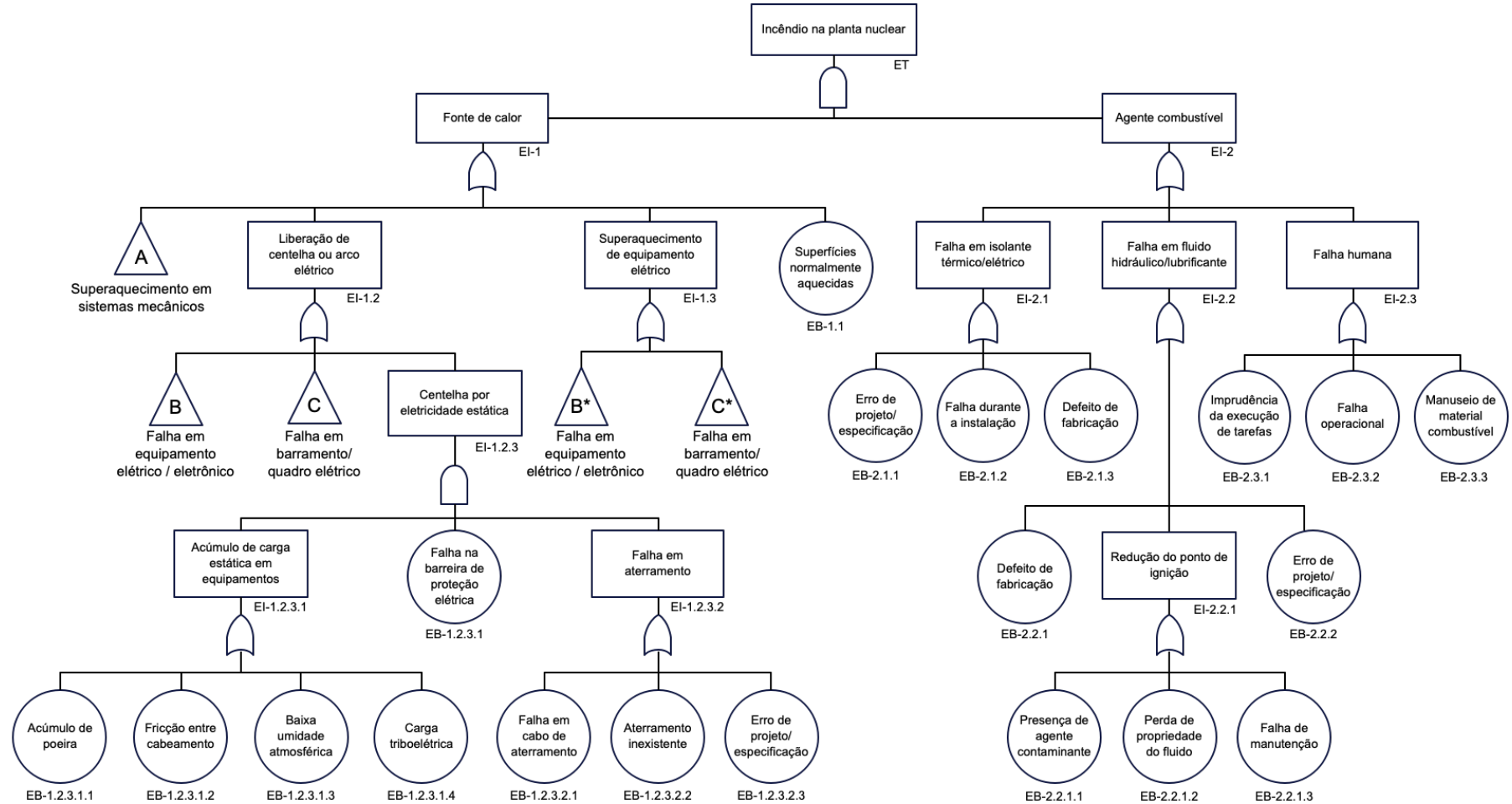
Tabela 16 - Codificação e tipificação dos eventos identificados na árvore de falhas. (conclusão)

Código	Descrição do Evento	Tipo de Evento
EB-2.2.2	Erro de projeto/especificação	Básico
EI-2.3	Falha humana	Intermediário
EB-2.3.1	Imprudência da execução de tarefas	Básico
EB-2.3.2	Falha operacional	Básico
EB-2.3.3	Manuseio de material combustível	Básico

Fonte: Autor.

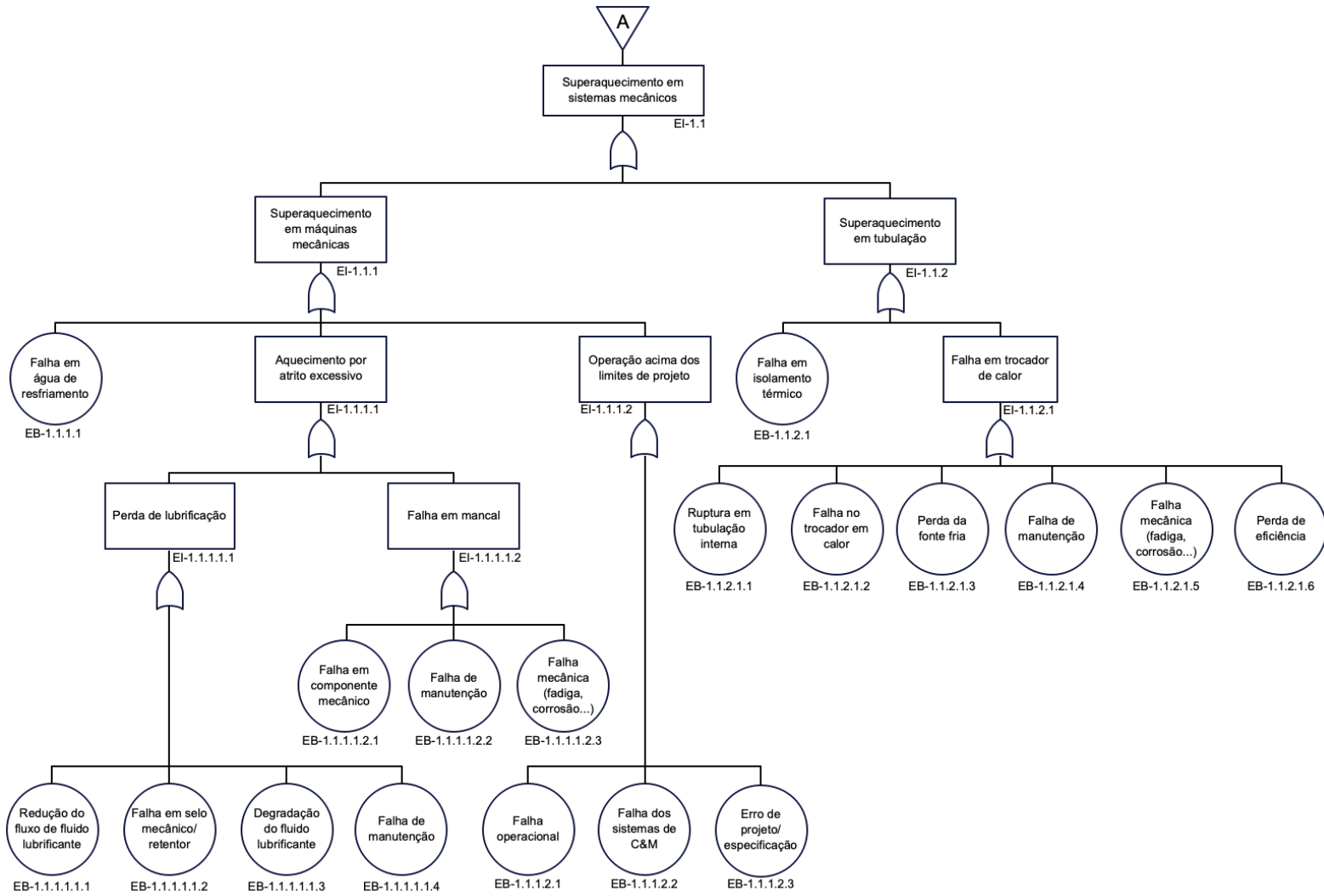
APÊNDICE 4 - ÁRVORE DE FALHAS

Figura 17 - Ramificação superior da árvore de falhas referente ao evento topo “incêndio na planta nuclear” do submarino.



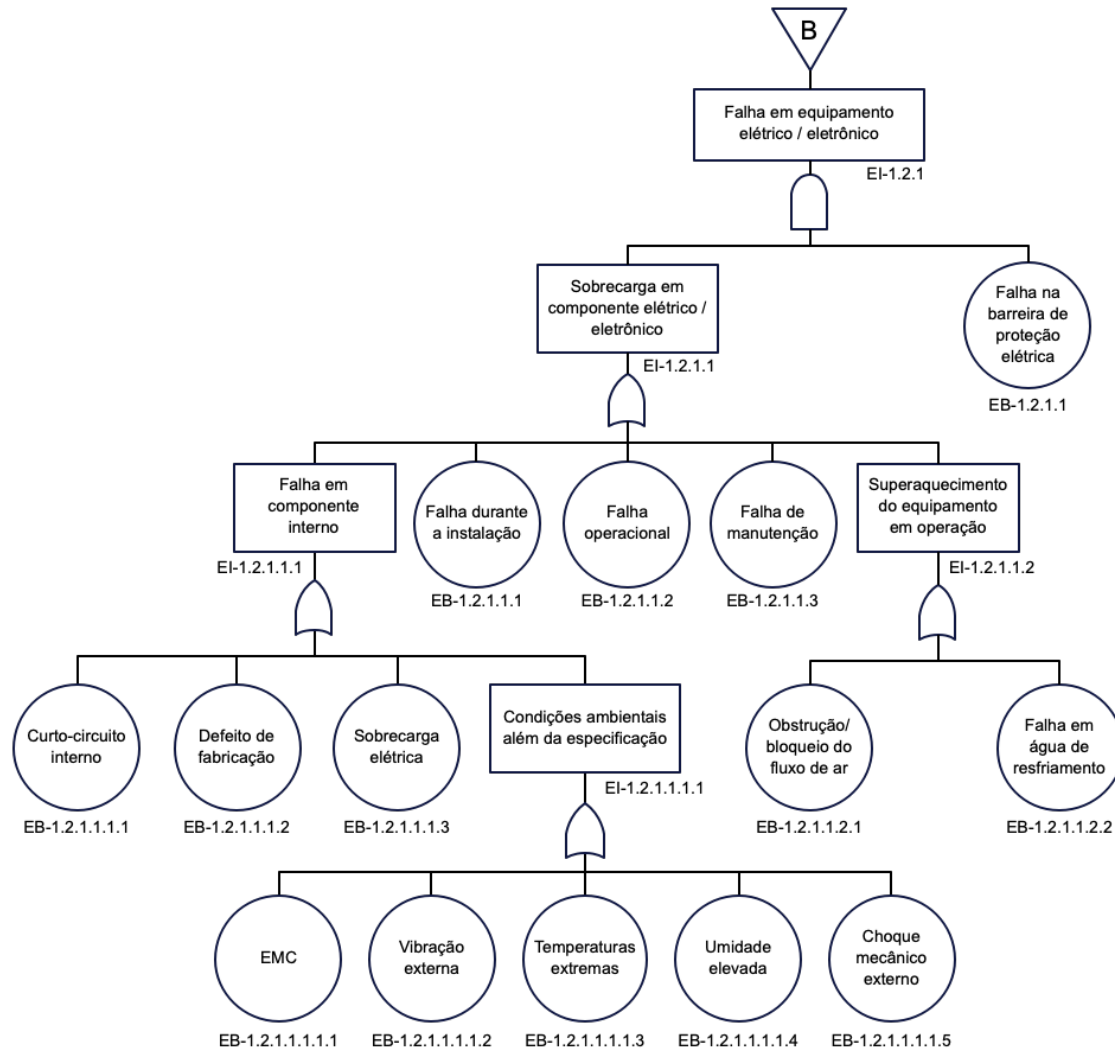
Fonte: Autor.

Figura 18 - Ramificação intermediária associada ao superaquecimento em sistemas mecânicos.



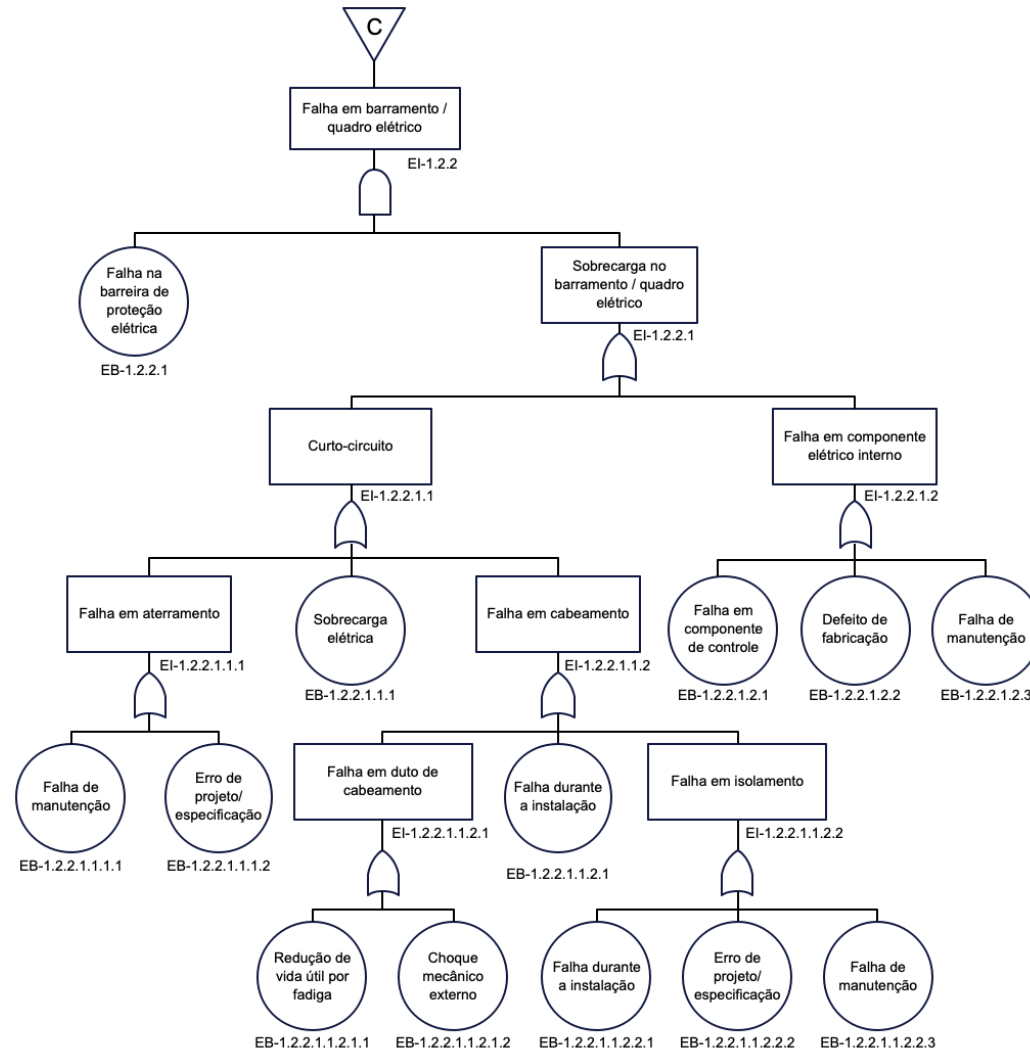
Fonte: Autor.

Figura 19 - Ramificação intermediária associada à falha em equipamento elétrico/ eletrônico.



Fonte: Autor.

Figura 20 - Ramificação intermediária associada à falha em barramento/quadro elétrico.



Fonte: Autor.

**APÊNDICE 5 - CONJUNTO DE CORTES MÍNIMOS DE 2ª ORDEM DA ÁRVORE
DE FALHAS ASSOCIADA AO EVENTO TOPO "INCÊNDIO NA PLANTA
NUCLEAR"**

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo "incêndio na planta nuclear"

(continua)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1, EB-2.1.1	{Superfícies normalmente aquecidas; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1, EB-2.1.2	{Superfícies normalmente aquecidas; Falha durante a instalação}
EB-1.1, EB-2.1.3	{Superfícies normalmente aquecidas; Defeito de fabricação}
EB-1.1, EB-2.2.1	{Superfícies normalmente aquecidas; Defeito de fabricação}
EB-1.1, EB-2.2.1.1	{Superfícies normalmente aquecidas; Presença de agente contaminante}
EB-1.1, EB-2.2.1.2	{Superfícies normalmente aquecidas; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1, EB-2.2.1.3	{Superfícies normalmente aquecidas; Falha de manutenção}
EB-1.1, EB-2.2.2	{Superfícies normalmente aquecidas; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1, EB-2.3.1	{Superfícies normalmente aquecidas; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1, EB-2.3.2	{Superfícies normalmente aquecidas; Falha operacional}
EB-1.1, EB-2.3.3	{Superfícies normalmente aquecidas; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1, EB-2.1.1	{Falha em água de resfriamento; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1, EB-2.1.2	{Falha em água de resfriamento; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1, EB-2.1.3	{Falha em água de resfriamento; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1, EB-2.2.1	{Falha em água de resfriamento; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1, EB-2.2.1.1	{Falha em água de resfriamento; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1, EB-2.2.1.2	{Falha em água de resfriamento; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1, EB-2.2.1.3	{Falha em água de resfriamento; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1, EB-2.2.2	{Falha em água de resfriamento; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1, EB-2.3.1	{Falha em água de resfriamento; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1, EB-2.3.2	{Falha em água de resfriamento; Falha operacional}
EB-1.1.1.1, EB-2.3.3	{Falha em água de resfriamento; Manuseio de material combustível}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (continuação)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.1.1	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.1.2	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.1.3	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.2.1	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.2.1.1	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.2.1.2	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.2.1.3	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.2.2	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.3.1	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.3.2	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Falha operacional}
EB-1.1.1.1.1.1, EB-2.3.3	{Redução do fluxo de fluido lubrificante; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.1.1	{Falha em selo mecânico/ retentor; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.1.2	{Falha em selo mecânico/ retentor; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.1.3	{Falha em selo mecânico/ retentor; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.2.1	{Falha em selo mecânico/ retentor; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.2.1.1	{Falha em selo mecânico/ retentor; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.2.1.2	{Falha em selo mecânico/ retentor; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.2.1.3	{Falha em selo mecânico/ retentor; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.2.2	{Falha em selo mecânico/ retentor; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.3.1	{Falha em selo mecânico/ retentor; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.3.2	{Falha em selo mecânico/ retentor; Falha operacional}
EB-1.1.1.1.1.2, EB-2.3.3	{Falha em selo mecânico/ retentor; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.1.1	{Degradação do fluido lubrificante; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.1.2	{Degradação do fluido lubrificante; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.1.3	{Degradação do fluido lubrificante; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.2.1	{Degradação do fluido lubrificante; Defeito de fabricação}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (continuação)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.2.1.1	{Degradação do fluido lubrificante; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.2.1.2	{Degradação do fluido lubrificante; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.2.1.3	{Degradação do fluido lubrificante; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.2.2	{Degradação do fluido lubrificante; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.3.1	{Degradação do fluido lubrificante; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.3.2	{Degradação do fluido lubrificante; Falha operacional}
EB-1.1.1.1.1.3, EB-2.3.3	{Degradação do fluido lubrificante; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.1.1	{Falha de manutenção; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.1.2	{Falha de manutenção; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.1.3	{Falha de manutenção; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.2.1	{Falha de manutenção; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.2.1.1	{Falha de manutenção; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.2.1.2	{Falha de manutenção; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.2.1.3	{Falha de manutenção; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.2.2	{Falha de manutenção; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.3.1	{Falha de manutenção; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.3.2	{Falha de manutenção; Falha operacional}
EB-1.1.1.1.1.4, EB-2.3.3	{Falha de manutenção; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.1.1	{Falha em componente mecânico; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.1.2	{Falha em componente mecânico; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.1.3	{Falha em componente mecânico; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.2.1	{Falha em componente mecânico; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.2.1.1	{Falha em componente mecânico; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.2.1.2	{Falha em componente mecânico; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.2.1.3	{Falha em componente mecânico; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.2.2	{Falha em componente mecânico; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.3.1	{Falha em componente mecânico; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.3.2	{Falha em componente mecânico; Falha operacional}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (continuação)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.1.1.2.1, EB-2.3.3	{Falha em componente mecânico; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.1.1	{Falha de manutenção; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.1.2	{Falha de manutenção; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.1.3	{Falha de manutenção; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.2.1	{Falha de manutenção; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.2.1.1	{Falha de manutenção; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.2.1.2	{Falha de manutenção; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.2.1.3	{Falha de manutenção; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.2.2	{Falha de manutenção; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.3.1	{Falha de manutenção; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.3.2	{Falha de manutenção; Falha operacional}
EB-1.1.1.1.2.2, EB-2.3.3	{Falha de manutenção; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.1.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.1.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.1.3	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.2.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.2.1.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.2.1.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.2.1.3	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Falha de manutenção}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.2.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.3.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.3.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Falha operacional}
EB-1.1.1.1.2.3, EB-2.3.3	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.1.1	{Falha operacional; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.1.2	{Falha operacional; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.1.3	{Falha operacional; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.2.1	{Falha operacional; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.2.1.1	{Falha operacional; Presença de agente contaminante}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (continuação)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.1.2.1, EB-2.2.1.2	{Falha operacional; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.2.1.3	{Falha operacional; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.2.2	{Falha operacional; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.3.1	{Falha operacional; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.3.2	{Falha operacional; Falha operacional}
EB-1.1.1.2.1, EB-2.3.3	{Falha operacional; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.1.1	{Falha dos sistemas de C&M; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.1.2	{Falha dos sistemas de C&M; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.1.3	{Falha dos sistemas de C&M; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.2.1	{Falha dos sistemas de C&M; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.2.1.1	{Falha dos sistemas de C&M; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.2.1.2	{Falha dos sistemas de C&M; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.2.1.3	{Falha dos sistemas de C&M; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.2.2	{Falha dos sistemas de C&M; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.3.1	{Falha dos sistemas de C&M; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.3.2	{Falha dos sistemas de C&M; Falha operacional}
EB-1.1.1.2.2, EB-2.3.3	{Falha dos sistemas de C&M; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.1.1	{Erro de projeto/especificação; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.1.2	{Erro de projeto/especificação; Falha durante a instalação}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.1.3	{Erro de projeto/especificação; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.2.1	{Erro de projeto/especificação; Defeito de fabricação}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.2.1.1	{Erro de projeto/especificação; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.2.1.2	{Erro de projeto/especificação; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.2.1.3	{Erro de projeto/especificação; Falha de manutenção}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.2.2	{Erro de projeto/especificação; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.3.1	{Erro de projeto/especificação; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.3.2	{Erro de projeto/especificação; Falha operacional}
EB-1.1.1.2.3, EB-2.3.3	{Erro de projeto/especificação; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1, EB-2.1.1	{Falha em isolamento térmico; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1, EB-2.1.2	{Falha em isolamento térmico; Falha durante a instalação}
EB-1.1.2.1, EB-2.1.3	{Falha em isolamento térmico; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1, EB-2.2.1	{Falha em isolamento térmico; Defeito de fabricação}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (continuação)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.2.1, EB-2.2.1.1	{Falha em isolamento térmico; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1, EB-2.2.1.2	{Falha em isolamento térmico; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1, EB-2.2.1.3	{Falha em isolamento térmico; Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1, EB-2.2.2	{Falha em isolamento térmico; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1, EB-2.3.1	{Falha em isolamento térmico; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.2.1, EB-2.3.2	{Falha em isolamento térmico; Falha operacional}
EB-1.1.2.1, EB-2.3.3	{Falha em isolamento térmico; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.1.1	{Ruptura em tubulação interna; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.1.2	{Ruptura em tubulação interna; Falha durante a instalação}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.1.3	{Ruptura em tubulação interna; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.2.1	{Ruptura em tubulação interna; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.2.1.1	{Ruptura em tubulação interna; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.2.1.2	{Ruptura em tubulação interna; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.2.1.3	{Ruptura em tubulação interna; Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.2.2	{Ruptura em tubulação interna; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.3.1	{Ruptura em tubulação interna; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.3.2	{Ruptura em tubulação interna; Falha operacional}
EB-1.1.2.1.1, EB-2.3.3	{Ruptura em tubulação interna; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.1.1	{Falha no trocador em calor; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.1.2	{Falha no trocador em calor; Falha durante a instalação}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.1.3	{Falha no trocador em calor; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.2.1	{Falha no trocador em calor; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.2.1.1	{Falha no trocador em calor; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.2.1.2	{Falha no trocador em calor; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.2.1.3	{Falha no trocador em calor; Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.2.2	{Falha no trocador em calor; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.3.1	{Falha no trocador em calor; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.3.2	{Falha no trocador em calor; Falha operacional}
EB-1.1.2.1.2, EB-2.3.3	{Falha no trocador em calor; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.1.1	{Perda da fonte fria; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.1.2	{Perda da fonte fria; Falha durante a instalação}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (continuação)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.2.1.3, EB-2.1.3	{Perda da fonte fria; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.2.1	{Perda da fonte fria; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.2.1.1	{Perda da fonte fria; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.2.1.2	{Perda da fonte fria; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.2.1.3	{Perda da fonte fria; Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.2.2	{Perda da fonte fria; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.3.1	{Perda da fonte fria; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.3.2	{Perda da fonte fria; Falha operacional}
EB-1.1.2.1.3, EB-2.3.3	{Perda da fonte fria; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.1.1	{Falha de manutenção; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.1.2	{Falha de manutenção; Falha durante a instalação}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.1.3	{Falha de manutenção; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.2.1	{Falha de manutenção; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.2.1.1	{Falha de manutenção; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.2.1.2	{Falha de manutenção; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.2.1.3	{Falha de manutenção; Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.2.2	{Falha de manutenção; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.3.1	{Falha de manutenção; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.3.2	{Falha de manutenção; Falha operacional}
EB-1.1.2.1.4, EB-2.3.3	{Falha de manutenção; Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.1.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.1.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Falha durante a instalação}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.1.3	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.2.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.2.1.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.2.1.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.2.1.3	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.2.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.3.1	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Imprudência da execução de tarefas}

Tabela 17 - Conjuntos de cortes mínimos de 2ª ordem da árvore de falhas associada ao evento topo “incêndio na planta nuclear” (conclusão)

Código dos Cortes	Designação
EB-1.1.2.1.5, EB-2.3.2	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Falha operacional}
EB-1.1.2.1.5, EB-2.3.3	{Falha mecânica (fadiga, corrosão...); Manuseio de material combustível}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.1.1	{Perda de eficiência; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.1.2	{Perda de eficiência; Falha durante a instalação}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.1.3	{Perda de eficiência; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.2.1	{Perda de eficiência; Defeito de fabricação}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.2.1.1	{Perda de eficiência; Presença de agente contaminante}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.2.1.2	{Perda de eficiência; Perda de propriedade do fluido}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.2.1.3	{Perda de eficiência; Falha de manutenção}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.2.2	{Perda de eficiência; Erro de projeto/especificação}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.3.1	{Perda de eficiência; Imprudência da execução de tarefas}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.3.2	{Perda de eficiência; Falha operacional}
EB-1.1.2.1.6, EB-2.3.3	{Perda de eficiência; Manuseio de material combustível}

Fonte: Autor.

APÊNDICE 6 - ANÁLISE DOS CENÁRIOS FINAIS DA ÁRVORE DE EVENTOS

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continua)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
1	- Incêndio rapidamente detectado e extinto por membro da tripulação.	- Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio.
2	- Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém a extinção completa depende do acionamento da rede fixa de combate a incêndio.	- Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio.
3	- Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Incêndio extinto após acionamento do grupamento de CAV.	- Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio e combate complementar executado pelo grupamento de CAV.
4	- Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente.	- Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
5	- Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente.	- Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através do sistema de escape apressado. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
6	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de Cav não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através de apoio externo (navio de resgate submarino). - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
7	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de Cav não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível e impossibilidade de resgate externo a curto prazo. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Possibilidade de resgate a longo prazo a depender da habitabilidade do navio (água, comida, oxigênio, condições radiológicas e do reator etc.) após a extinção natural do incêndio. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de morte de toda a tripulação.
8	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de Cav não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
9	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Sistema de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Incêndio de grandes proporções. - Sem possibilidade de abandono do navio. - Perda do submarino. - Morte de toda a tripulação.
10	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado e extinto por membro da tripulação. - Falha no isolamento físico, porém sem efeito danoso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio.
11	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação e extinto pela rede fixa de combate a incêndio. - Falha no isolamento físico, porém sem efeito danoso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio.
12	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para a extinção completa do incêndio. - Incêndio extinto após acionamento do grupamento de CAV. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio e combate complementar executado pelo grupamento de CAV.
13	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Falhas em barreiras físicas que impossibilitaram o isolamento do compartimento avariado, possibilitando a propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
14	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Falhas em barreiras físicas que impossibilitam o isolamento do compartimento avariado, possibilitando a propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Incêndio de grandes proporções. - Sem possibilidade de abandono do navio. - Perda do submarino. - Morte de toda a tripulação.
15	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado e extinto por membro da tripulação. - Falha no acionamento manual de alarme de incêndio. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio.
16	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém há falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Incêndio extinto pela rede fixa de combate a incêndio após detecção automática. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio.
17	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém há falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Incêndio extinto após acionamento do grupamento de CAV. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio e combate complementar executado pelo grupamento de CAV.
18	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
19	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através do sistema de escape apressado. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
20	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através de apoio externo (navio de resgate submarino). - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
21	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível e impossibilidade de resgate externo a curto prazo. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Possibilidade de resgate a longo prazo a depender da habitabilidade do navio (água, comida, oxigênio, condições radiológicas e do reator etc.) após a extinção natural do incêndio. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de morte de toda a tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
22	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém com falha no acionamento do alarme de incêndio. - Rede fixa de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
23	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém houve falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Sistema de combate a incêndio e grupamento de CAV não obtém sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Incêndio de grandes proporções. - Sem possibilidade de abandono do navio. - Perda do submarino. - Morte de toda a tripulação.
24	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém ocorre falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Falha na detecção automática de incêndio e consequente falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio. - Incêndio extinto exclusivamente pelo grupamento de CAV. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio e combate complementar executado pelo grupamento de CAV.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
25	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém ocorre falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Falha na detecção automática de incêndio e consequente falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
26	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém ocorre falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Falha na detecção automática de incêndio e consequente falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através do sistema de escape apressado. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
27	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém ocorre falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Falha na detecção automática de incêndio e consequente falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através de apoio externo (navio de resgate submarino). - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
28	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio rapidamente detectado por membro da tripulação, porém ocorre falha no acionamento manual de alarme de incêndio. - Falha na detecção automática de incêndio e consequente falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível e impossibilidade de resgate externo a curto prazo. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Possibilidade de resgate a longo prazo a depender da habitabilidade do navio (água, comida, oxigênio, condições radiológicas e do reator etc.) após a extinção natural do incêndio. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de morte de toda a tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
29	<ul style="list-style-type: none"> - Detecção rápida do membro da tripulação, porém falha no acionamento de alarme e da rede fixa de combate a incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
30	<ul style="list-style-type: none"> - Detecção rápida do membro da tripulação, porém falha no acionamento de alarme e da rede fixa de combate a incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Incêndio de grandes proporções. - Sem possibilidade de abandono do navio. - Perda do submarino. - Morte de toda a tripulação.
31	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio não detectado antecipadamente, porém detectado pelo sistema de detecção automática ou membro da tripulação. - Incêndio extinto pela rede fixa de combate a incêndio. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio.
32	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio não detectado antecipadamente, porém detectado pelo sistema de detecção automática ou membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Incêndio extinto após acionamento do grupamento de CAV. 	<ul style="list-style-type: none"> - Sem comprometimento da planta nuclear. - Sem comprometimento da operabilidade do navio. - Possível comprometimento minoritário de equipamentos durante o acionamento da rede fixa de combate a incêndio e combate complementar executado pelo grupamento de CAV.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(continuação)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
33	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio não detectado antecipadamente, porém detectado pelo sistema de detecção automática ou membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
34	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio não detectado antecipadamente, porém detectado pelo sistema de detecção automática ou membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através do sistema de escape apressado. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
35	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio não detectado antecipadamente, porém detectado pelo sistema de detecção automática ou membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburente. - Sistema de escape apressado indisponível. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono da embarcação através de apoio externo (navio de resgate submarino). - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.

Tabela 18 - Análise dos cenários finais da árvore de eventos.

(conclusão)

Nº	Análise descritiva cenário	Consequência(s) do evento final
36	<ul style="list-style-type: none"> - Incêndio não detectado antecipadamente, porém detectado pelo sistema de detecção automática ou membro da tripulação. - Falha na rede fixa de combate a incêndio ou sistema insuficiente para extinção completa do incêndio. - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Compartimento avariado totalmente isolado. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. - Extinção natural do incêndio por falta de comburentes. - Sistema de escape apressado indisponível e impossibilidade de resgate externo a curto prazo. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Possibilidade de resgate a longo prazo a depender da habitabilidade do navio (água, comida, oxigênio, condições radiológicas e do reator etc.) após a extinção natural do incêndio. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de morte de toda a tripulação.
37	<ul style="list-style-type: none"> - Detecção do incêndio efetuada de maneira automática ou por membro da tripulação, porém com falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio, - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência com sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Abandono em superfície da embarcação. - Possibilidade de perda do submarino. - Possibilidade de ferimento grave e morte de membros da tripulação.
38	<ul style="list-style-type: none"> - Detecção do incêndio efetuada de maneira automática ou por membro da tripulação, porém com falha no acionamento da rede fixa de combate a incêndio, - Grupamento de CAV não obteve sucesso na extinção do incêndio. - Falha no isolamento do compartimento, com possibilidade de propagação do incêndio e dissipação de fumaça ao longo do navio. - Retorno à superfície em emergência sem sucesso. 	<ul style="list-style-type: none"> - Danos severos com possibilidade de perda da planta nuclear. - Comprometimento severo da operabilidade do navio. - Incêndio de grandes proporções. - Sem possibilidade de abandono do navio. - Perda do submarino. - Morte de toda a tripulação.
39	<ul style="list-style-type: none"> - Falha total do sistema de detecção. - Impossibilidade total de combate ao incêndio no momento da detecção por parte da tripulação. 	<ul style="list-style-type: none"> - Perda da planta nuclear embarcada. - Perda do submarino. - Morte de toda a tripulação.

Fonte: Autor

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.
