



METODOLOGIA PARA TOMADA DE DECISÃO SOBRE ERRO HUMANO COM
BASE NAS MEDIDAS DE IMPORTÂNCIA DA AVALIAÇÃO PROBABILÍSTICA
DE SEGURANÇA

Tob Rodrigues de Albuquerque

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

Orientadores: José de Jesús Rivero Oliva
Pedro Luiz da Cruz Saldanha

Rio de Janeiro
Abril de 2023

METODOLOGIA PARA TOMADA DE DECISÃO SOBRE ERRO HUMANO COM
BASE NAS MEDIDAS DE IMPORTÂNCIA DA AVALIAÇÃO PROBABILÍSTICA
DE SEGURANÇA

Tob Rodrigues de Albuquerque

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

Orientadores: José de Jesús Rivero Oliva

Pedro Luiz da Cruz Saldanha

Aprovada por: Prof. José de Jesús Rivero Oliva, D.Sc.

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

Prof.^a Andressa dos Santos Nicolau, D.Sc.

Prof. Carlos André Vaz Junior, D.Sc.

Dr. Daniel Artur Pinheiro Palma, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

ABRIL DE 2023

Albuquerque, Tob Rodrigues de

Metodologia para tomada de decisão sobre erro humano com base nas medidas de importância da avaliação probabilística de segurança / Tob Rodrigues de Albuquerque – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2023.

xvii, 128 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: José de Jesús Rivero Oliva

Pedro Luiz da Cruz Saldanha

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear,
2023.

Referências Bibliográfica: p. 115-128.

1. Medidas de importância. 2. Probabilidade de erro humano. 3. Redes bayesianas. 4. SPAR-H. I. Rivero Oliva, José de Jesús et al. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

Dedico esta tese à minha família.

AGRADECIMENTOS

Agradeço à minha família por todo apoio e fé para que eu chegasse até aqui. Especialmente, à minha esposa Gilmara por toda compreensão, paciência, dedicação e companheirismo em cada passo dessa jornada.

Ao meu amigo Dione Oliveira de Melo por estar sempre ao meu lado nas horas difíceis, sempre me apoiando e ajudando para eu seguir por bons caminhos.

Aos meus orientadores, D.Sc. José de Jesús Rivero Oliva e D.Sc. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, pela excelente orientação, disponibilidade de ferramentas e apoio para eu concluir o trabalho.

Aos colegas de trabalho. Principalmente, ao falecido D.Sc. Tuxaua Quintella de Linhares, que Deus o tenha, por toda a sabedoria compartilhada comigo e incentivo para eu ingressar no doutorado. E ao D.Sc. Yran Leite Maia pelo apoio para eu prosseguir e concluir esta tese.

Ao meu amigo Douglas Barreto de Oliveira Fonseca por estar contribuindo constantemente para minha evolução profissional e intelectual, sempre me trazendo questões desafiadoras e contribuindo para exploração de novos horizontes de conhecimento.

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

METODOLOGIA PARA TOMADA DE DECISÃO SOBRE ERRO HUMANO COM
BASE NAS MEDIDAS DE IMPORTÂNCIA DA AVALIAÇÃO PROBABILÍSTICA
DE SEGURANÇA

Tob Rodrigues de Albuquerque

Abril/2023

Orientadores: José de Jesús Rivero Oliva

Pedro Luiz da Cruz Saldanha

Programa: Engenharia Nuclear

Tratando-se de uma usina nuclear em terra a atuação do operador é fundamental para a segurança da instalação. Para um submarino nuclear a situação não é diferente. Devido ao tempo de duração de uma missão, os fatores que influenciam o desempenho humano podem ser determinantes para o aumento da probabilidade de erro humano dos tripulantes, podendo levar a perda da tripulação e causar impactos ao meio ambiente, devido a danos ao reator após a ocorrência de um acidente a bordo de um meio naval com planta nuclear embarcada. Desta forma, para contribuir com os estudos de análise de segurança a serem desenvolvidos pela Marinha do Brasil, o presente trabalho propõe uma abordagem para análise de confiabilidade humana baseada nas medidas de importância utilizadas em avaliação probabilística de segurança de instalações nucleares. Assim, foi desenvolvida uma metodologia que utiliza como ferramentas redes bayesianas e os influenciadores de desempenho humano do método Análise Padronizada de Plantas – Análise de Confiabilidade Humana e de Risco (*Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis – SPAR-H*). As medidas de importância são utilizadas para avaliar os fatores de desempenho humano do método SPAR-H e a metodologia é aplicada a um estudo de caso no qual é postulada um incêndio a bordo de um submarino com propulsão nuclear. Os resultados obtidos são satisfatórios e a metodologia se mostrou adequada para estudos em que há preocupação com o erro humano, podendo ser aplicada em estudos

futuros em que os fatores de desempenho humano são relevantes para a segurança da instalação.

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

METHODOLOGY FOR DECISION MAKING ABOUT HUMAN ERROR BASED
ON THE IMPORTANCE MEASURES OF THE PROBABILISTIC SAFETY
ASSESSMENT

Tob Rodrigues de Albuquerque

April/2023

Advisors: José de Jesús Rivero Oliva

Pedro Luiz da Cruz Saldanha

Department: Nuclear Engineering

In the case of a nuclear power plant on land, the operator action is essential for the safety of the installation. For a nuclear submarine the situation is not different. Due to the duration of a mission, the performance shaping factors can be determinant for the increase of the human error probability of the crew after the occurrence of an accident onboard naval reactor plant, which can lead to loss of the crew and cause impacts to the environment, due to core damage. Thus, to contribute to the safety analysis studies to be performed by Brazilian Navy, this work proposes an approach for human reliability analysis based on the importance measures used in probabilistic safety assessment for nuclear installations. To this end, it was developed a methodology that uses bayesian networks as a tool together with the performance shaping factors from Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis (SPAR-H) method. The importance measures are used to assess the performance shaping factors from SPAR-H method and the methodology is applied in a case study where a fire event is postulated onboard nuclear-powered submarine. The results obtained with the application of the methodology show its contribution to future human reliability analysis. The outcomes obtained are satisfactory and the proposed methodology it is suitable for studies which there is concern

about human error, and it can be applied in future studies where performance shaping factors are relevant to the safety of the installation.

SUMÁRIO

| | |
|--|----|
| 1. INTRODUÇÃO | 18 |
| 1.1 Contextualização e justificativa..... | 18 |
| 1.2 Objetivos..... | 20 |
| 1.3 Organização..... | 21 |
| 2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA | 22 |
| 2.1 Análise de confiabilidade humana..... | 22 |
| 2.1.1 Técnicas para ACH da primeira geração..... | 26 |
| 2.1.1.1 THERP..... | 26 |
| 2.1.1.2 ASEP..... | 27 |
| 2.1.1.3 HEART..... | 28 |
| 2.1.1.4 OAT..... | 28 |
| 2.1.2 Técnicas para ACH da segunda geração..... | 29 |
| 2.1.2.1 ATHEANA..... | 29 |
| 2.1.2.2 CREAM..... | 31 |
| 2.1.3 Técnicas para ACH da terceira geração (técnicas combinadas)..... | 36 |
| 2.2 Medidas de importância..... | 43 |
| 3. FUNDAMENTOS TEÓRICOS | 46 |
| 3.1 Visão geral do método SPAR-H..... | 46 |
| 3.1.1 Disponibilidade de tempo..... | 48 |
| 3.1.2 Estresse / estressores..... | 49 |
| 3.1.3 Complexidade..... | 50 |
| 3.1.4 Experiência / treinamento..... | 50 |
| 3.1.5 Procedimentos..... | 50 |
| 3.1.6 Ergonomia / IHM..... | 51 |
| 3.1.7 Aptidão para o dever..... | 51 |
| 3.1.8 Processos de trabalho..... | 52 |
| 3.2 Redes bayesianas..... | 52 |

| | |
|--|-----------|
| 3.2.1 Rede bayesiana dinâmica | 55 |
| 3.2.2 Inferência bayesiana..... | 57 |
| 3.2.3 Função verossimilhança | 61 |
| 3.2.4 Obtenção da distribuição a posteriori..... | 62 |
| 4. METODOLOGIA E APLICAÇÕES A ESTUDOS DE CASOS..... | 64 |
| 4.1 Desenvolvimento inicial..... | 64 |
| 4.2 Fase 1 | 64 |
| 4.2.1 Estudo de caso | 65 |
| 4.2.2 Tripulação do submarino..... | 66 |
| 4.2.3 Fase 1 – Aplicação da metodologia | 66 |
| 4.2.3.1 Definição dos compartimentos | 66 |
| 4.2.3.2 Identificação dos perigos..... | 66 |
| 4.2.3.3 RB / RBD..... | 69 |
| 4.2.3.4 Análise dos resultados | 73 |
| 4.2.3.4.1 Binomial com priori conjugada..... | 74 |
| 4.2.4 Fase 1 – Considerações finais..... | 77 |
| 4.3 Fase 2 | 78 |
| 4.3.1 Fase 2 – Desenvolvimento da metodologia..... | 79 |
| 4.3.1.1 Estudo de caso 1..... | 81 |
| 4.3.1.2 Estudo de caso 2..... | 83 |
| 4.3.1.3 Estudo de caso 3..... | 84 |
| 4.3.1.4 Discussões..... | 85 |
| 4.4 Desenvolvimento da metodologia final..... | 88 |
| 4.4.1 Categorias para PEH | 88 |
| 4.4.2 Rede bayesiana para aplicação | 89 |
| 4.4.3 Medidas de importância | 94 |
| 4.4.3.1 Medidas de importância para os níveis dos PSFs | 94 |
| 4.4.3.1.1 Medida de importância Fussell-Vesely..... | 94 |
| 4.4.3.1.2 Importância Fussell-Vesely Negativa..... | 95 |

| | | |
|-----------|--|------------|
| 4.4.3.2 | Medidas de importância dos PSFs | 95 |
| 4.4.3.2.1 | Medida de importância para redução do risco | 96 |
| 4.4.3.2.2 | Medida de importância para aumento do risco | 97 |
| 4.4.3.2.3 | Medida de importância Birnbaum | 97 |
| 4.5 | Fluxograma da metodologia | 98 |
| 4.6 | Estudo de caso | 99 |
| 4.6.1 | Aplicação da metodologia para estudo de caso | 100 |
| 4.6.2 | Aplicação das medidas de importância | 105 |
| 4.6.3 | Discussões e resultados | 109 |
| 5. | CONCLUSÃO | 112 |
| | REFERÊNCIAS | 115 |

LISTA DE FIGURAS

| | |
|--|-----|
| Figura 1: Exemplo de uma RB com três nós..... | 52 |
| Figura 2: Exemplo de uma RB a ser convertida para RBD. | 56 |
| Figura 3: RBD para erro humano expandida em duas fatias de tempo..... | 56 |
| Figura 4: RBD para erro humano expandida em três fatias de tempo. | 56 |
| Figura 5: Distribuição a priori para SA e SB. | 59 |
| Figura 6: Metodologia proposta para a Fase 1. | 64 |
| Figura 7: Submarino genérico dividido em compartimentos. | 65 |
| Figura 8: Árvore de eventos para propagação do incêndio. | 67 |
| Figura 9: RB para análise de incêndio em um submarino nuclear. | 70 |
| Figura 10: RBD para as fatias de tempo [0] e [1]..... | 72 |
| Figura 11: Exemplo da distribuição binária com beta priori no WinBUGS. | 73 |
| Figura 12: p x iteração..... | 76 |
| Figura 13: Densidade de Kernel. | 77 |
| Figura 14: Relação dos oito PSFs e a equação proposta. | 80 |
| Figura 15: RB1 para estimar CE..... | 82 |
| Figura 16: Comparação dos resultados. | 85 |
| Figura 17: Exemplo de RB com distribuição de probabilidade uniforme. | 93 |
| Figura 18: Fluxograma da metodologia. | 98 |
| Figura 19: RB estruturada para o estudo de caso. | 101 |
| Figura 20: Resultados para os níveis dos PSFs a partir da reavaliação da RB..... | 104 |
| Figura 21: RRW para os níveis dos PSFs. | 107 |
| Figura 22: RAW para os níveis dos PSFs. | 108 |

LISTA DE TABELAS

| | |
|---|-----|
| Tabela 1: PSFs de alguns métodos de ACH da primeira e segunda geração. | 34 |
| Tabela 2: Características básicas de várias técnicas de ACH. Note que a palavra “genérico” significa que a técnica é adequada para uso em outras áreas..... | 39 |
| Tabela 3: Descrição dos PSF..... | 46 |
| Tabela 4: PSFs, seus níveis e multiplicadores..... | 47 |
| Tabela 5: TPC do nó C..... | 53 |
| Tabela 6: Cálculo da probabilidade. | 53 |
| Tabela 7: Compartimentos do submarino genérico. | 65 |
| Tabela 8: Pesos atribuídos aos compartimentos. | 67 |
| Tabela 9: Probabilidade de falha dos eventos. | 67 |
| Tabela 10: Parâmetros utilizados para a probabilidade de não resposta..... | 68 |
| Tabela 11: Probabilidade de o submarino estar inseguro..... | 70 |
| Tabela 12: Probabilidade a posteriori da ação errada da tripulação. | 77 |
| Tabela 13: Chances de erro. | 79 |
| Tabela 14: Dados hipotéticos. | 80 |
| Tabela 15: Combinação dos PSFs. | 81 |
| Tabela 16: Dados gerados. | 83 |
| Tabela 17: PSFs modificados. | 83 |
| Tabela 18: TPC com níveis de PSFs combinados. | 87 |
| Tabela 19: Categorias para a PEH (PEH _C)..... | 89 |
| Tabela 20: Resultados para o exemplo da RB com distribuição de probabilidade uniforme. | 91 |
| Tabela 21: Dados de entrada para o estudo de caso..... | 100 |
| Tabela 22: Comparação de resultados. | 102 |
| Tabela 23: Importância FV para S1 e S2. | 105 |

Tabela 24: Importância dos PSFs. 109

LISTA DE SIGLAS

| | |
|---------|--|
| ACH | Análise de confiabilidade humana |
| AF | Árvore de Falhas |
| APJ | <i>Absolute Probability Judgements</i> |
| APR | Avaliação Probabilística de Risco |
| APS | Avaliação Probabilística de Segurança |
| ASEP | <i>Accident Sequence Evaluation Program</i> |
| ATHEANA | <i>A Technique for Human Event Analysis</i> |
| BI | Importância Birnbaum |
| BUGS | <i>Bayesian Inference Using Gibbs Sampling</i> |
| CE | Chance de erro |
| CESA | <i>Commission Errors Search and Assessment</i> |
| CNEN | Comissão Nacional de Energia Nuclear |
| CODA | <i>Conclusions from occurrences by descriptions of actions</i> |
| CREAM | <i>Cognitive Reliability and Error Analysis Method</i> |
| EBN | Estaleiro e Base Naval |
| FV | Fussell-Vesely |
| HEART | <i>Human Error Assessment and Reduction Technique</i> |
| HRMS | <i>Human Reliability Management System</i> |
| IAEA | <i>International Atomic Energy Agency</i> |
| IHM | Interação homem-máquina |
| IHS | Interação homem-sistema |
| JHEDI | <i>Justified Human Error Data Information</i> |
| MB | Marinha do Brasil |
| MCMC | <i>Markov Chain Monte Carlo</i> |
| MERMOS | <i>Méthod d'Evaluation de la Réalisation des Missions Opérateur pour la Sûreté</i> |
| NARA | <i>Nuclear Action Reliability Assessment</i> |
| NRC | <i>Nuclear Regulatory Commission</i> |
| OAT | <i>Operator Action Tree</i> |
| PC | <i>Paired Comparisons</i> |
| PEH | Probabilidade de erro humano |

| | |
|---------|--|
| PEHN | Probabilidade de erro humano nominal |
| PROSUB | Programa de Desenvolvimento de Submarinos |
| PSF | <i>Performance shaping factors</i> |
| RAW | <i>Risk Achievement Worth</i> |
| RB | Rede bayesiana |
| RBD | Rede bayesiana dinâmica |
| RRW | <i>Risk Reduction Worth</i> |
| SLIM | <i>Success Likelihood Index Model</i> |
| SN-BR | Submarino Brasileiro com Propulsão Nuclear |
| SPAR-H | <i>Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis</i> |
| SUBSAFE | <i>Submarine Safety Program</i> |
| THERP | <i>Technique for Human Error Rate Prediction</i> |
| TPC | Tabela de probabilidade condicional |
| TRC | <i>Time-Reliability Correlation</i> |

1. INTRODUÇÃO

1.1 Contextualização e justificativa

O Programa de Desenvolvimento de Submarinos (PROSUB) da Marinha do Brasil (MB) tem como objetivo a construção de submarinos com propulsão nuclear. O primeiro submarino brasileiro movido a propulsão nuclear será construído no Estaleiro e Base Naval (EBN) de Itaguaí e será batizado de Álvaro Alberto (SN-BR) (BÖHLKE, 2022, LAZZAROTTI, COSTA, 2017, MAIA, 2015). Esse meio naval terá impacto significativo no que tange a soberania em águas jurisdicionais brasileiras. Entretanto, por ser o primeiro submarino brasileiro movido a propulsão nuclear, barreiras científicas e tecnológicas deverão ser vencidas para que seja alcançado o objetivo do PROSUB.

Tais obstáculos já foram superados por outros países que hoje possuem submarinos com propulsão nuclear. As nações que detêm esse poder naval são: China, Estados Unidos, França, Índia, Reino Unido e Rússia (LAZZAROTTI, COSTA, 2017, MAIA, 2015).

A perda do submarino *USS Thresher* (HIGGINS, 2002) incitou dúvida ao público o que acarretou questionamento à segurança de todos os navios movidos a propulsão nuclear da época e, conseqüentemente, a criação do Programa de Segurança em Submarinos (*Submarine Safety Program – SUBSAFE*) (LEVENSON, 2011) dos Estados Unidos. Nesse contexto, para garantir e maximizar o nível de confiabilidade e segurança na construção do SN-BR, pesquisas vêm sendo desenvolvidas e abordam diversos aspectos que contribuirão para o estado seguro do submarino desde a fase de construção ao seu descomissionamento (AMARAL, 2016, PIRES, 2017).

Projetar uma classe de submarinos nucleares é um empreendimento desafiador e complexo para o Brasil. Contudo, a equipe técnica da MB, composta por cientistas e engenheiros brasileiros, trabalha no desenvolvimento de tecnologia e na concepção de determinados componentes críticos que serão utilizados no SN-BR para garantir a sua segurança e o desempenho adequado dos seus componentes. Ressalta-se que, por ser uma instalação nuclear, o SN-BR deverá ser submetido a um processo de licenciamento de modo a prover evidências, ao seu Órgão Regulador, de que não apresenta risco inaceitável de radiação ionizante ao público e meio ambiente em atendimento aos princípios fundamentais de segurança encontrados em publicações da Agência Internacional de Energia Atômica (*International Atomic Energy Agency – IAEA*) (IAEA, 2006).

Para evitar quaisquer eventos indesejáveis, vislumbra-se a necessidade de estudos sobre ações necessárias para garantir a operação segura do SN-BR, pois a utilização da energia nuclear para propulsão de submarinos é desafiadora e muito complexa. Sendo assim, um acidente com esse meio naval poderá causar a perda de vidas humanas e possíveis impactos ambientais, além de repercutir de forma negativa para o país devido a fatores políticos e econômicos.

Entre os acidentes mais comuns com submarinos, pode-se citar: inundação, colisão, incêndio e explosão (DEPETRO, GAMBLE, *et al.*, 2021, GUIMARÃES, 1999, ØLGAARD, 1996). Dessa forma, por ser apontado como um dos acidentes mais graves que podem causar naufrágios em submarinos nucleares (NILSEN, KUDRIK, *et al.*, 1996), o incêndio foi o evento postulado para o estudo de caso deste trabalho.

A operação em segurança de instalações nucleares requer análises cuidadosas de todos os eventos, incluindo fatores humanos (IAEA, 2019), que podem comprometer a integridade dos sistemas de segurança e conduzir a danos ao núcleo. Nesta perspectiva, uma análise de segurança deve ser desenvolvida durante a fase de projeto e atualizada de acordo com o seu progresso. Sendo assim, há necessidade de pesquisas relacionadas aos eventos que podem impactar na segurança do SN-BR. Nesse contexto, é fundamental o desenvolvimento metodologias para análises de segurança dos submarinos com propulsão nuclear a serem construídos e operados pela MB.

Dessa forma, o desenvolvimento da pesquisa proposta neste trabalho poderá contribuir para tomada de decisão baseada no comportamento da tripulação desse meio naval diante de situações incidentais que poderão ocorrer durante as atividades operacionais do primeiro submarino com propulsão nuclear brasileiro. Entretanto, ressalta-se que há na literatura uma escassez de informações que abordam análise de segurança em submarinos nucleares em virtude do sigilo imposto pelos países que operam esses meios navais.

Em decorrência disso, espera-se que a metodologia proposta possa ser utilizada em apoio aos estudos de segurança que serão feitos para o SN-BR a fim de assegurá-lo um estado de operação seguro e, além disso, que possa ser utilizada em outros casos para análises de acidente onde a atuação da tripulação seja fundamental para combater um evento iniciador (IAEA, 1993).

Sendo assim, para contribuir para o desenvolvimento e operação em segurança de futuros submarinos a serem construídos pela MB, desenvolveu-se uma metodologia capaz de identificar a contribuição dos fatores de desempenho para a probabilidade de erro humano (PEH). Essa metodologia poderá ser utilizada para priorizar ações e ainda auxiliar na elaboração dos relatórios de análise de segurança a serem desenvolvidos para o submarino e apresentados ao Órgão Regulador desse meio naval.

Ferramentas de análise probabilística de segurança (IAEA, 2010a, b, 2016) são fundamentais para detectar pontos fracos e aumentar a segurança de uma instalação nuclear e poderão ser utilizadas para estudos de casos acidentais de um submarino com propulsão nuclear, pois podem ser utilizadas para planejar ações capazes de prevenir danos ao reator, interromper a progressão de acidentes, estabelecer condições de segurança do submarino e confinamento de material radioativo.

Vale lembrar que, para submarinos com propulsão nuclear, se comparado a instalações em terra, há uma escassez de informações precisas no que diz respeito às análises de acidentes que envolvem diretamente a atuação dos tripulantes. Nesse contexto, de modo a prevenir e mitigar acidentes, há a necessidade do desenvolvimento de estudos sobre a atuação da tripulação diante de eventos que podem alterar o estado de operação segura do reator embarcado nesse tipo de meio naval.

Visto que o SN-BR ainda está em construção temos a oportunidade de realizar estudos sobre eventos que podem desencadear acidentes, principalmente aqueles cuja causa pode ser o erro humano, durante sua fase de operação. Além disso, em virtude da escassez de informações, faz-se necessário o desenvolvimento e aprimoramento de ferramentas e métodos para análise de confiabilidade humana (ACH) que poderão compor uma base de dados e serem utilizadas na elaboração dos relatórios de análises de segurança desse meio naval.

1.2 Objetivos

A fim de preencher as lacunas existentes no país no que diz respeito a ACH da tripulação a bordo de submarinos com propulsão nuclear, esta tese tem como objetivo apresentar uma nova metodologia, baseada em medidas de importância, para apoio à tomada de decisão em relação à probabilidade do erro humano.

Para o desenvolvimento desta tese, adotou-se como premissas que:

- a) há necessidade premente de estudos sobre técnicas para análise de segurança que considere a ação dos tripulantes a bordo do primeiro submarino com propulsão nuclear no Brasil;
- b) as metas do PROSUB estão focadas na construção do primeiro submarino com propulsão nuclear brasileiro; e
- c) o erro humano pode causar a perda da tripulação e do submarino.

Portanto, para suprir a necessidade de métodos para ACH a bordo de um submarino com propulsão nuclear, o objetivo deste trabalho é desenvolver uma metodologia para avaliar os fatores que influenciam a PEH em apoio à tomada de decisão. Para essa finalidade, foram utilizadas como ferramentas de desenvolvimento: redes bayesianas (RBs), os fatores que influenciam o desempenho humano do método Análise Padronizada de Plantas – Análise de Confiabilidade Humana e de Risco (*Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis – SPAR-H*) (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005) e medidas de importância utilizadas em Avaliação Probabilística de Segurança (APS) de instalações nucleares.

1.3 Organização

Esta tese está organizada da seguinte maneira:

- I. Capítulo 2 – aborda a revisão bibliográfica referente aos métodos para análise de confiabilidade humana;
- II. Capítulo 3 – apresenta uma visão geral do método SPAR-H e RBs;
- III. Capítulo 4 – trata o desenvolvimento da metodologia bem como o estudo de caso e discussão dos resultados; e
- IV. Capítulo 5 – as conclusões do trabalho são apresentadas nesse capítulo.

2. REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

2.1 Análise de confiabilidade humana

A análise de confiabilidade humana (ACH) desempenha um papel importante para análise de risco e avaliação de segurança em diferentes tipos de indústria onde há necessidade de atividades a serem desenvolvidas pela ação humana, seja do setor de transporte, petróleo, gás, químico, nuclear etc. Independentemente do setor industrial, qualquer atividade a ser realizada por um ser humano está sujeita a erros e, portanto, meios para reduzir a PEH devem ser considerados.

A causa do erro humano é de origem diversa e não se pode determinar com precisão onde e quando ocorrerá. Conseqüentemente, devido aos fatores que podem influenciar o desempenho humano como, por exemplo, carga de trabalho, diante de uma situação inesperada é difícil antecipar ou prever com exatidão o comportamento de um operador de uma instalação nuclear em terra ou de um tripulante a bordo de um submarino com propulsão nuclear, durante ou após um acidente.

Sendo assim, modelos matemáticos baseados em equações simples constituem ferramentas para auxiliar analistas e especialistas de ACH a tomar decisões sobre como minimizar a PEH, mas não como torná-la nula. Uma equação matemática pode ser utilizada para fins de análise da PEH sob a óptica da performance humana, mas não para evitar por completo o erro humano o que resulta em constantes pesquisas e estudos direcionados para determinar causas ou estimar a sua probabilidade (LAUMANN, 2018, WENG, YANG, *et al.*, 2019).

Inúmeras metodologias de ACH utilizadas para estudar o erro humano possuem escassez de dados e, conseqüentemente, são validadas pela utilização de dados empíricos (BURNS, BONACETO, 2018, FORESTER, DANG, *et al.*, 2014, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007, ZHOU, Jian Lan, LEI, 2020). Dessa forma, faz-se necessário o desenvolvimento de métodos que possibilitem análises variadas de modo a incorporar e combinar informações que permitam uma análise abrangente dos fatores que podem levar ao erro humano. Isso pode ser feito por meio da abordagem proposta neste trabalho, que permite a utilização de dados de entrada vindo de diferentes fontes: opinião de especialistas, dados estatísticos, dados da literatura, retorno de experiência etc. Além disso, para os casos em que houver escassez de dados, a análise poderá ser conduzida por

especialista da área de ACH a partir do retorno de experiência ou até mesmo com dados de outra indústria.

Desenvolver novos métodos e disponibilizar ferramentas adequadas para reduzir o erro humano é de grande valia para indústria, principalmente para a nuclear em que a segurança deve ser prioritária (IAEA, 2006). Conseqüentemente, a IAEA faz recomendação de como considerar fatores humanos em instalações nucleares (IAEA, 2019). Nessa perspectiva, a disponibilidade de procedimentos bem-estabelecidos para a primeira tripulação do SN-BR pode proporcionar melhor compreensão das atividades a serem desenvolvidas independentemente do grau de complexidade dos sistemas do submarino.

É importante destacar que, alguns resultados de uma ACH às vezes podem ser imprecisos devido à limitação ou dificuldade de encontrar dados reais para inclusão no processo de análise ou até mesmo falta de familiarização com métodos probabilísticos. Vale mencionar também, que existem diferentes causas para o erro humano cometido por um operador que desempenha um papel importante na condução das atividades de uma instalação (AKHTAR, UTNE, 2014, HALL, FRAGOLA, *et al.*, 1982, PARK, LEE, *et al.*, 2017). Cada causa pode contribuir para reduzir ou aumentar a PEH ou até mesmo ser responsável pela ocorrência do erro. Um erro pode resultar da combinação de várias causas, como falta de experiência, indisponibilidade de procedimentos escritos, falta de treinamento ou até mesmo de uma insuficiente cultura de segurança (IAEA, 2002, NAYTIKOY, MAKEΔONIAS, 2014). Para entender as causas dos erros do operador ou de uma tripulação é necessário considerar as condições ambientais de trabalho, pois podem revelar o caminho para sucesso ou fracasso ao efetuar uma ACH.

Diante do exposto, a ACH pode ser entendida como uma abordagem sistemática para estudar, avaliar, quantificar e tentar reduzir a PEH em tarefas que necessitam da ação do operador ou da tripulação. Para uma ACH bem-sucedida, faz-se necessário considerar os fatores que influenciam o desempenho humano (*Performance Shaping Factors – PSFs*) (WU, MAO, *et al.*, 2022), e que podem originar erros.

O método SPAR-H (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005), linha de base para o desenvolvimento desta tese, estima a PEH multiplicando valores atribuídos a cada um dos níveis dos seus oito PSFs. Embora desenvolvido para análise de risco de instalações nucleares, o SPAR-H tem sido utilizado como suporte para ACH em outras indústrias (BEAUTY SIJABAT, NOYA, 2014,

RASMUSSEN, STANDAL, *et al.*, 2015, STEIJN, VAN KAMPEN, *et al.*, 2020). É importante destacar que, apesar de sugestões de mudanças (LAUMANN, RASMUSSEN, 2016) e proposta de redefinição dos seus PSFs (LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021), o SPAR-H é um método que aborda bem a influência dos PSFs para ACH (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005).

A natureza de alguns acidentes em instalações nucleares, embora possuam baixa probabilidade devido à preocupação com a segurança e alto grau de confiabilidade em seus projetos, está relacionada com o erro humano em virtude dos PSFs sob certas condições.

O erro do operador em uma instalação nuclear pode causar mortes e danos ao meio ambiente. Portanto, uma das principais preocupações é garantir que os operadores dessas instalações possuam condições favoráveis para desempenhar suas atividades. Dados da literatura (CHO, AHN, 2019, KIM, Young Gab, 2022, KIM, Yochan, PARK, *et al.*, 2017) mostram que o erro humano pode ser influenciado pela falta de cultura de segurança ou não cumprimento dos procedimentos pelos envolvidos na operação de centrais nucleares. Dessa forma, considerando que é impossível eliminar completamente o erro humano, pode-se dizer que é razoável aceitar valores baixos para a PEH nas análises de segurança. Nesse contexto, o SPAR-H adota valores nominais para PEH igual a 10^{-2} para diagnose e 10^{-3} para ação. Estes valores são constantes e se referem à média esperada na ausência de efeitos dos PSFs (BORING, BLACKMAN, 2007).

Os PSFs são utilizados para quantificar a PEH (KIM, Ar Ryum, PARK, *et al.*, 2017, LIU, ZOU, WANG, ZHANG, LIU, *et al.*, 2021), avaliando a influência de cenários sobre a performance humana mediante fatores de correção. Os PSFs atuam sobre a PEH nominal para ajustar o valor das PEHs às condições específicas em que a ação humana se realiza. Não há um número exato pré-definido para a quantidade de PSF que devem ser utilizados em uma ACH. Eles devem ser incorporados na avaliação de risco ou segurança de acordo com a necessidade do estudo a ser desenvolvido. É importante destacar que, para garantir a exaustividade de uma análise de segurança é fundamental a incorporação da PEH em todas as situações e condições imprevistas que podem surgir na instalação, e isso é um desafio na ACH.

Muitos estudos utilizam os PSFs como meios para estimar a PEH, contudo, a contribuição da combinação entre eles para o aumento ou redução do risco é negligenciada em alguns casos. Esse desafio existe, e para superá-lo propomos uma

abordagem que estende a aplicação das medidas de importância (VAN DER BORST, SCHOONAKKER, 2001) da APS: na avaliação dos PSFs que contribuem para a PEH. Desta forma, a metodologia é capaz de prover suporte aos tomadores de decisão de modo a propor medidas de melhoria aos PSFs analisados. A metodologia é construída com base nos PSFs do método SPAR-H.

A ACH tem se tornado cada vez mais importante para projetar e desenvolver novas tecnologias envolvendo sistemas tanto simples quanto complexos, pois o erro humano é muitas vezes a causa raiz da falha desses sistemas. Tal constatação não é novidade dada a quantidade de pesquisas e métodos de ACH desenvolvidos e aplicados em diferentes setores industriais nas últimas décadas. Por exemplo, uma avaliação crítica das deficiências relativas aos fatores humanos e o potencial de algumas técnicas de ACH foi realizada por (ALVARENGA, FRUTUOSO E MELO, *et al.*, 2014). Por outro lado, (ADE, PERES, 2022) fez uma revisão dos métodos de ACH aplicados na indústria *offshore*. Por sua vez, devido à falta de uma revisão na literatura que aborde a ACH aplicado na engenharia ferroviária, (CIANI, GUIDI, *et al.*, 2022) analisa o estado da arte da ACH com aplicação em sistemas ferroviários. As abordagens utilizadas em alguns desses métodos tendem a se concentrar na baixa PEH que em alguns casos poderia não estar considerando a fonte principal do erro. Muitas falhas podem surgir devido à falta de procedimentos bem-estabelecidos, inexperiência para desenvolver a atividade, falta de treinamento ou violação de procedimentos. Dessa forma, faz-se necessário compreender de forma mais aprofundada quais fatores ou combinação deles mais influenciam a PEH.

Sendo assim, apresentamos um método que considera a influência dos níveis dos PSFs para a PEH e como avaliá-los com base em medidas de importância, demonstrando que a abordagem proposta é capaz de fornecer subsídios para tomada de decisão na análise de segurança de instalações que consideram o desempenho humano na análise de risco / segurança. Além disso, introduzimos quatro categorias para a PEH e consideramos o uso de medidas de importância para avaliar a contribuição de PSFs que podem aumentar ou diminuí-la. A metodologia proposta surge como uma possível alternativa aos métodos atuais que abordam a combinação entre o método SPAR-H e RB para estimar a PEH.

Vale ressaltar que, inúmeras técnicas para ACH foram desenvolvidas nas últimas décadas de modo que são classificadas em métodos da primeira, segunda, e terceira geração, respectivamente. Algumas dessas técnicas serão discutidas brevemente a seguir.

2.1.1 Técnicas para ACH da primeira geração

Técnicas ou métodos para ACH da primeira geração são baseados na ideia de que os humanos falham em realizar tarefas de forma semelhantes a componentes de um sistema, ou seja, os erros humanos são considerados como uma falha de equipamento (UNG, 2015, ZHENG, BOLTON, *et al.*, 2020). Consequentemente, atribuem e avaliam a PEH dos operadores ou tripulação considerando características e condições sob as quais as tarefas são executadas.

Entre os métodos de ACH aplicáveis à área nuclear relacionados com a primeira geração, podemos destacar:

- Técnica para Previsão da Taxa de Erro Humano (*Technique for Human Error Rate Prediction – THERP*);
- Programa de Avaliação da Sequência de Acidente (*Accident Sequence Evaluation Program – ASEP*);
- Técnica de Avaliação e Redução do Erro Humano (*Human Error Assessment and Reduction Technique – HEART*); e
- Árvore de Ação do Operador (*Operator Action Tree – OAT*).

2.1.1.1 THERP

Considerada como marco dos procedimentos de ACH (CIANI, GUIDI, *et al.*, 2022) e uma das principais referências da primeira geração. A THERP (SWAIN, D, GUTTMANN, 1983) é um método adequado para situações cujas tarefas são rotineiras e baseadas em habilidades, regras e procedimentos (KUMAMOTO, 2007). Por outro lado, embora sua aplicação se destaque como ferramenta de apoio para APS de instalações nucleares, o método independe do processo cognitivo humano e não é indicado para análise de acidentes onde os PSFs são relevantes.

Essa técnica utiliza árvore de eventos como ferramenta de aplicação, onde cada ramificação é utilizada para representar a probabilidade de sucesso ou falha em uma sequência binária, isto é, erro ou acerto do operador. Devido à característica binária para representação dos eventos, a THERP pode não ser a técnica mais adequada para análises complexas em que tarefas cognitivas e o tempo são parâmetros relevantes.

A complexidade da THERP é apontada por (AFONSO, 2015) como principal desvantagem do seu uso, pois dependendo da sua aplicação pode demandar tempo para uma avaliação completa. Isso desfavorece seu uso no mundo contemporâneo onde se busca técnicas simples e de fácil aplicação. Em contrapartida, apesar das críticas e

ineficiências de alguns métodos da primeira geração, (PASQUALE, IANNONE, *et al.*, 2013) cita a THERP como uma das técnicas de ACH regularmente utilizadas em diversos setores industriais. Por sua vez, (GUEDES, 2017) destaca que embora a THERP seja bastante utilizada é alvo de críticas por não permitir considerar tarefas nas quais os processos cognitivos são relevantes. Além disso, é importante mencionar que a THERP não aborda erros relacionados à tomada de decisão.

2.1.1.2 ASEP

Baseado na THERP, a ASEP (SWAIN, Ad, 1987) foi desenvolvida para estimar a PEH em ações pré e pós-acidente. Basicamente, as tarefas pré-acidentes são aquelas executadas de maneira incorreta e que podem resultar na falha de um componente ou indisponibilidade de um sistema quando demandado para atuar frente a um acidente. As tarefas pós-acidentes são aquelas destinadas a prover suporte para que os sistemas de uma instalação atuem, diante de um evento anormal, de modo a levar a instalação para o modo seguro.

A vantagem da ASEP, em relação a THERP, está no tempo necessário para concluir uma análise. Segundo (BELL, HOLROYD, 2009), a ASEP fornece um caminho mais curto para a análise de confiabilidade humana do que a THERP, exigindo menos treinamento para uso, menos conhecimento para estimativas de triagem e menos tempo para concluir a análise.

Vale destacar que a ASEP é uma versão simplificada da THERP. Entretanto, a THERP apresenta fraquezas quando há necessidade de lidar com uma quantidade ampla de PSFs e não fornece especificações direcionadas de como tratá-los e, além disso, pode ter o processo de ACH demorado. Em contrapartida, de acordo com (PARK, ARIGI, *et al.*, 2019), a ASEP fornece um conjunto fixo de PSFs e é voltada para auxiliar profissionais de ACH.

Embora cada método de ACH possua sua própria abordagem para estimar a PEH, os analistas têm a opção de abordar ou não aspectos cognitivos relacionados a uma determinada tarefa. Assim como outros métodos de ACH, a ASEP permite que analistas tomem decisão de modelagem para não abordar demandas cognitivas associadas à execução da tarefa. A ASEP foi desenvolvida para aplicação na área nuclear e uma descrição de como utilizá-la é abordada por (SWAIN, Ad, 1987).

2.1.1.3 HEART

A HEART (WILLIAMS, 1988) se baseia em tarefas genéricas com taxas de erro nominal individual e premissas. Nestas, supõem-se que a confiabilidade humana depende da natureza genérica da tarefa a ser executada, que em condições perfeitas a confiabilidade será alcançada de forma consistente com uma dada probabilidade nominal, e dado que condições perfeitas não existem em todas as circunstâncias, logo, a confiabilidade humana pode ser degradada. A principal premissa desse método implica que condições produtoras de erro afetam a confiabilidade humana. Apesar de ser um método da primeira geração para ACH e possuir limitações para avaliação das condições produtoras de erro e PSF, a HEART tem sido aplicado para avaliar PEH (WANG, Weizhong, LIU, *et al.*, 2018, ZHOU, Jian Lan, LEI, *et al.*, 2019).

Segundo (ROSA, Ariane Ferreira Porto, ROYER, *et al.*, 2021), a HEART é uma técnica que proporciona uma base para qualificar o grau no qual o contexto influencia a probabilidade de falha. Por sua vez, (GUEDES, 2017) cita que é um método de fácil aplicação e compreensão, o que favorece a sua utilização. Essa técnica tem sido bastante utilizada em distintas áreas (WANG, Weizhong, LIU, *et al.*, 2018, ZHOU, Jian Lan, LEI, *et al.*, 2019). Entretanto, sua aplicação é subjetiva e depende da experiência de analistas e, além disso, possui limitações na modelagem das relações de dependência entre as condições produtoras de erro (WANG, Weizhong, LIU, *et al.*, 2018).

2.1.1.4 OAT

A OAT (HALL, FRAGOLA, *et al.*, 1982) é focada na probabilidade de o operador diagnosticar de forma correta o acidente e identificar as ações necessárias a serem executadas na operação dos sistemas. Essa abordagem parte da premissa de que a resposta a um evento consiste em três etapas: observar o evento, diagnosticá-lo e respondê-lo. Estas etapas podem ser executadas por um único operador ou por uma tripulação (RUMAWAS, ASBJORNSLETT, 2014).

Em sua crítica às técnicas de ACH da primeira geração, (HOLLNAGEL, 1998) cita que a OAT se concentra na probabilidade de o operador diagnosticar corretamente o acidente e identificar as respostas necessárias em termos de operações do sistema. Por sua vez, (MENÊZES, 2005) cita que essa técnica está baseado no modelo Correlação de Confiabilidade-Tempo (*Time-Reliability Correlation – TRC*) (DOUGHERTY,

FRAGOLA, 1988) que expressa a probabilidade de não resposta do operador, em função do tempo, diante de uma condição acidental.

Sendo assim, essa técnica considera a probabilidade de falha no diagnóstico de um evento, ou seja, a não resposta do operador. Em decorrência disso e por focar na segunda etapa, diagnosticar o evento, de acordo com (HOLLNAGEL, 1998), não se pode afirmar que a OAT forneça uma abordagem adequada e abrangente para tratar o erro humano, embora seu processo de aplicação seja simples. Além disso, como outros métodos para ACH, a OAT não aborda explicitamente a importância dos PSFs.

As desvantagens ou deficiências dos métodos da primeira geração são relacionadas à forma de como as abordagens são aplicadas, dentre as quais se pode citar: a escassez de dados sobre o desempenho humano; métodos de julgamento dos especialistas; e tratamento inadequado dos PSFs (HOLLNAGEL, 1998, SWAIN, Alan D., 1990).

2.1.2 Técnicas para ACH da segunda geração

Os métodos de ACH da segunda geração consideram os fatores sociotécnicos, isto é, o contexto como o fator determinante para a falha do desempenho humano. Consequentemente, consideram as interações que influenciam a cognição humana. De acordo com (ZHENG, BOLTON, *et al.*, 2020), os métodos que se destacam nessa geração são Uma Técnica para Análise de Erros Humanos (*A Technique for Human Event Analysis – ATHEANA*) (J. FORESTER, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007, NRC, 2000) e Método de Análise de Erro e Confiabilidade Cognitiva (*Cognitive Reliability and Error Analysis Method – CREAM*) (HOLLNAGEL, 1998). Além desses, outro método notável da segunda geração, embora haja discordância na literatura se pertence à primeira ou segunda geração (ALVARENGA, FRUTUOSO E MELO, *et al.*, 2014, BELL, HOLROYD, 2009, CIANI, GUIDI, *et al.*, 2022, WOO, RYUM, *et al.*, 2011), é o SPAR-H que é utilizado como base para o desenvolvimento da metodologia proposta nesta tese.

Nesta seção, devido às suas relevâncias e aplicações na área nuclear, focaremos basicamente na ATHEANA e CREAM. Note que o SPAR-H será discutido no capítulo 3.

2.1.2.1 ATHEANA

A ATHEANA foi desenvolvida pela *U.S. Nuclear Regulatory Commission* (J. FORESTER, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007, NRC, 2000) para superar as limitações

identificadas nas abordagens de ACH da época, integrando fatores humanos e disciplinas de Avaliação Probabilística de Risco (APR)/APS, para analisar eventos de falha humana, representando de forma mais realista as interações homem-sistema na resposta a acidentes.

A ATHEANA é um método para identificar situações prováveis de erro que podem resultar em falha humana para executar corretamente uma ação e para estimar a PEH para os eventos humanos modelados em APR/APS. Neste contexto, o método começa pela identificação dos possíveis eventos de falha humana que são descritos pelas árvores de eventos na APR/APS. O passo seguinte é considerar os erros provenientes do contexto, os quais são definidos como o efeito combinado de PSFs e condições da planta que criam uma situação na qual o erro humano é provável (NRC, 2000). Note que esta abordagem reconhece que a ação humana é determinada, em um grau significativo, pelo contexto.

Segundo (J. FORESTER, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007), o NUREG-1624 (NRC, 2000) fornece orientação para duas abordagens de análise utilizando a ATHEANA:

- I. Análise retrospectiva – usada para analisar eventos históricos importantes de uma perspectiva de desempenho humano; e
- II. Análise prospectiva – usada para analisar eventos de falha humana em APR.

Como descrição geral, a ATHEANA consiste basicamente em dois *loops* importantes (HOLLNAGEL, 1998, MENÊZES, 2005):

- I. Caracterização dos erros proveniente do contexto para identificação dos eventos de falha humana – reconhece que uma descrição aprimorada do contexto pode permitir uma melhor identificação dos eventos de falha humana e que isso pode corrigir falhas de um contexto inapropriado; e
- II. Caracterização dos erros provenientes do contexto para o modelo APR/APS – sugere que o resultado da parte qualitativa da ACH pode ser usado para modificar o modelo APR/APS como, por exemplo, indicando condições de melhoria na interação homem-sistema.

É importante destacar que a ATHEANA considera a necessidade de incluir erros de omissão e comissão que são normalmente definidos para análise de sequência de

acidentes em APR/APS, o que a torna apta a lidar com qualquer ação humana importante em resposta a um evento iniciador em uma instalação nuclear. Além disso, permite análise do desempenho do operador com base na opinião de especialistas em diversos modos de operação da planta bem como em inúmeros cenários acidentais, desde eventos iniciadores internos e externos a danos ao núcleo do reator. Sendo assim, pode-se citar como vantagem de utilização da ATHEANA: que o principal risco associado ao efeito da falha humana foi realmente identificado.

2.1.2.2 CREAM

Proposto por (HOLLNAGEL, 1998), o CREAM é um dos métodos mais populares da segunda geração para ACH podendo ser utilizado para análise tanto qualitativa quanto quantitativa (AHN, KURT, 2020). O método usa modelos cognitivos para descrever causas e efeitos da ação humana. Apesar de ser desenvolvido inicialmente para prever erros humanos em instalações nucleares, o CREAM tem sido aplicado em outras indústrias para avaliar a confiabilidade humana (SUN, LI, *et al.*, 2012, UNG, 2015, ZHOU, Qingji, WONG, *et al.*, 2018).

Segundo (HOLLNAGEL, 1998), a principal característica do CREAM é que ele é um método totalmente bidirecional, ou seja, que os mesmos princípios podem ser aplicados para análise retrospectiva, a busca de causas, e previsão de desempenho. O método se baseia em uma distinção entre competência (habilidade e conhecimento de uma pessoa) e controle (que descreve como o desempenho depende do contexto). Seu esquema de classificação utiliza as denominações genótipos e fenótipos para separar as causas e manifestações, respectivamente. Isso pode ser útil para estruturar a descrição de um evento ou acidente ao aplicar esse método, pois correspondem a categorias diferentes: um para o que pode ser observado e o outro para o que pode ser inferido. Além disso, o CREAM propõe uma organização não hierárquica de categorias ligadas por meio das subcategorias denominadas antecedentes e consequentes (BELL, HOLROYD, 2009).

Ainda de acordo com (HOLLNAGEL, 1998), os fenótipos estão relacionados a uma ação errônea e como ela pode ser observada. Assim, são as consequências das ações ou omissões do operador ou tripulação, sendo o ponto de partida para uma análise. Em consequência disso, as ações podem ser divididas em quatro grupos de classificação:

1. Ação na hora errada;
2. Ação do tipo errado;

3. Ação no objeto errado; e
4. Ação no lugar errado.

Já o genótipo está preocupado com as possíveis causas, como as características cognitivas do ser humano, que supostamente contribuem para uma ação errônea. Em geral, o genótipo se refere ao conjunto de causas consideradas suficientes para explicar uma ação falha. Tal como os fenótipos, os genótipos são classificados em três categorias principais:

1. Categoria principal um – os genótipos são relacionados às pessoas: observação, planejamento e interpretação.
2. Categoria principal dois – os genótipos são relacionados à tecnologia: componentes, procedimentos e interface homem-máquina.
3. Categoria principal três – os genótipos são relacionados à organização: comunicação, organização, treinamento, condições ambientais e condições de trabalho.

Vale ressaltar que, (HOLLNAGEL, 1998) detalha de forma abrangente os princípios do CREAM. Por outro lado, (MENÊZES, 2005) transcreve seus dois princípios básicos, competência e controle, como:

- I. Competência – descreve o que o operador é capaz de realizar; e
- II. Controle – descreve a capacidade de o operador em termos do nível de controle que ele possui em determinadas situações.

Assim como outros métodos da primeira e segunda geração de ACH, o CREAM também possui suas limitações. Segundo (ZHENG, BOLTON, *et al.*, 2020), ele é um método estático, pois não considera interações entre erros.

Vale dizer que, assim como o CREAM, o SPAR-H também foi desenvolvido inicialmente para instalações nucleares (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005) com foco nos impactos dos processos cognitivos sobre os operadores que não foram abordados por alguns dos métodos da primeira geração como, por exemplo, o THERP. É importante destacar que, o SPAR-H tem sido bastante utilizado em pesquisas recentes que envolvem ACH (BARATI, SETAYESHI, 2012, MIRZAEI ALIABADI, ESMAEILI, *et al.*, 2019, NAZARI, RABIEE, *et al.*, 2018, WANG, Zengkai, ZENG, *et al.*, 2021).

É notável que, nenhum dos métodos para ACH da primeira geração se mostrou viável para explicar os efeitos dos PSFs cognitivos sobre o desempenho humano. Já os métodos da segunda geração, consideram e modelam PSFs cognitivos, além de considerarem os contextos em que o erro humano acontece e derivam PSFs com base nesses contextos. Portanto, de acordo com (WOO, RYUM, *et al.*, 2011), pode-se dizer que a grande diferença entre essas duas gerações está no impacto dos PSFs sobre os operadores. Na Tabela 1 estão listados alguns métodos da primeira e segunda geração para ACH que abordam PSFs para avaliação do desempenho humano. Note que não foi encontrado na literatura uma descrição por extenso para INTENT (ALVARENGA, FRUTUOSO E MELO, *et al.*, 2014, BELL, HOLROYD, 2009).

Tabela 1: PSFs de alguns métodos de ACH da primeira e segunda geração.

| Primeira geração | | | |
|--|---------------------------------|--|---------------------------|
| THERP | SLIM | INTENT | Categoria dos PSFs |
| Estressores fisiológicos / psicológicos | Competência | Estresse, carga de trabalho. | Estresse |
| Características da tarefa e do equipamento | Papel das operações | Habilidade, regra e conhecimento. | Tipo de ação |
| Características situacionais | - | - | Disponibilidade de tempo |
| Características do trabalho e da tarefa | Significância dos procedimentos | Procedimentos | Procedimentos |
| - | Qualidade de projeto | Interação homem-máquina (IHM) | IHM |
| - | Equipes | Cultura de segurança, comunicação. | Trabalho em equipe |
| Segunda geração | | | |
| CREAM | SPAR-H | ATHEANA | Categoria dos PSFs |
| Número de metas simultâneas | Estresse / estressores | Carga de trabalho, pressão de tempo e estresse | Estresse |
| Número de metas simultâneas | Complexidade | Complexidade | Tipo de ação |

| | | | |
|---|---------------------------|---|--------------------|
| Adequação de treinamento e experiência | Experiência / treinamento | Aplicabilidade e adequação do treinamento / experiência | Experiência |
| Disponibilidade de tempo | Disponibilidade de tempo | Tempo disponível | Tempo disponível |
| Disponibilidade de procedimentos | Procedimentos | Adequação dos procedimentos e controles administrativos relevantes | Procedimento |
| Adequação de treinamento e experiência | Experiência / treinamento | Aplicabilidade e adequação de treinamento/experiência. | Treinamento |
| Adequação de interface homem-sistema (IHS) | Ergonomia / IHM | Qualidade ergonômica da IHS, disponibilidade e clareza da instrumentação. | IHM |
| Adequação da organização, colaboração da tripulação | Processos de trabalho | Dinâmica de equipe / tripulação. | Trabalho em equipe |

Fonte: (WOO, RYUM, *et al.*, 2011).

2.1.3 Técnicas para ACH da terceira geração (técnicas combinadas)

Novas técnicas para ACH têm sido desenvolvidas na tentativa de superar as fraquezas das duas gerações anteriores. Em sua maioria têm utilizada uma RB (JENSEN, NIELSEN, 2007) combinada com uma técnica já existente (ABRISHAMI, KHAKZAD, HOSSEINI, 2020, LIU, ZOU, *et al.*, 2022, PAN, ZUO, *et al.*, 2021). Em seu estudo, (GROTH, SMITH, *et al.*, 2019) define os requisitos necessários para uma ACH da terceira geração e RBs são indicadas como ferramentas para o desenvolvimento dessas metodologias.

RBs são ferramentas poderosas para serem utilizadas como auxílio para ACH da terceira geração. Para exemplificar o uso combinado de RBs com métodos de ACH tomemos conhecimento de algumas aplicações. Por exemplo, o CREAM combinado com RBs foi utilizado por (SHIRALI, HOSSEINZADEH, *et al.*, 2019) para identificar limitações associadas às condições de desempenho comum para estimativa da PEH. Por outro lado, (ABRISHAMI, KHAKZAD, HOSSEINI, *et al.*, 2020) utilizou RB para melhorar o desempenho do Método do Índice de Probabilidade de Sucesso (*Success Likelihood Index Mode – SLIM*) (ROSA, E.A., HUMPHREYS, *et al.*, 1985) no tratamento de incertezas decorrente da opinião de especialistas. Nesse contexto, vale mencionar que os métodos existentes têm dificuldades de considerar incertezas no processo cognitivo e em representar de forma precisa as relações do conhecimento humano. Na tentativa de solucionar esse problema e avaliar o desempenho humano, uma abordagem considerando modelagem e simulação cognitiva combinada com RB foi proposta por (ZHAO, SMIDTS, 2021a, b). Entretanto, para que tal abordagem seja utilizada em aplicações industriais um trabalho mais aprofundado precisa ser desenvolvido, conforme sugerida pelos próprios autores.

Por sua vez, (MENÊZES, DROGUETT, 2007) discutiu o uso de RB aplicada para ACH e concluiu que a atualização bayesiana a partir de inferências pode ser utilizada para monitorar problemas gerenciais e operacionais. Nesse contexto, um modelo para ACH utilizando RB e os PSFs do método SPAR-H foi proposto por (GROTH, SWILER, 2013) indicando pontos positivos e limitações.

Por um lado, muitas técnicas abordam a ACH em termos da PEH. Por outro lado, outras estão interessadas nos fatores que influenciam o erro humano, ou seja, os PSFs. Em uma revisão crítica da literatura, a importância dos PSFs para a ACH foi relatada por (ALVARENGA, FRUTUOSO E MELO, *et al.*, 2014). Além disso, métodos analíticos

têm sido desenvolvidos e aplicados para identificar PSFs (KYRIAKIDIS, MAJUMDAR, *et al.*, 2015, LUQUETTI DOS SANTOS, FRANÇA, *et al.*, 2020) que contribuem para a PEH. É importante destacar, que apesar de modificações terem sido propostas aos PSFs do método SPAR-H (LAUMANN, RASMUSSEN, 2016, LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021, RASMUSSEN, STANDAL, *et al.*, 2015), o método utiliza seus oito PSFs pré-definidos para avaliar a PEH (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005).

Assim, para preencher as lacunas existentes e contribuir para a melhoria das metodologias que utilizam a combinação de RBs com o método SPAR-H, este trabalho amplia o escopo de aplicação das medidas de importância da APS (CURTIS SMITH, KNUDSEN, *et al.*, 2009, VAN DER BORST, SCHOONAKKER, 2001) para serem usadas também nas análises de PSFs e sua contribuição para avaliação da PEH. A vantagem do método proposto é notável na avaliação dos resultados, uma vez que possibilita monitorar caso a caso a influência dos PSFs para a PEH.

É importante destacar, que o SPAR-H foi escolhido entre os métodos de ACH por ter aplicação simples, PSFs limitados e com níveis bem-definidos, e pode ser utilizado em situações que não é preciso análise detalhada. Além disso, seus PSFs podem ser utilizados para ACH de forma tanto depende quanto independente (GROTH, SWILER, 2013, LIU, ZOU, *et al.*, 2022, LIU, ZOU, WANG, ZHANG, LIU, *et al.*, 2021).

Na Tabela 2 estão listadas algumas técnicas ou métodos para ACH. Note que estão organizados de acordo com a geração de ACH a que pertencem e que a Avaliação da Confiabilidade de Ação Nuclear (*Nuclear Action Reliability Assessment – NARA*), uma versão da HEART, é a única desenvolvida para aplicação na área nuclear da terceira geração (ALVARENGA, FRUTUOSO E MELO, *et al.*, 2014, BELL, HOLROYD, 2009, GUEDES, 2017). Além de algumas técnicas ou métodos discutidos anteriormente, estão listadas: Julgamentos de Probabilidade Absoluta (*Absolute Probability Judgements – APJ*); Comparações Pareadas (*Paired Comparisons – PC*); Sistema de Gestão de Confiabilidade Humana (*Human Reliability Management System – HRMS*); Manutenção de Informações de Dados de Erro Humano Justificado (*Justified Human Error Data Information Maintenance – JHEDI*); Pesquisa e Avaliação de Erros de Comissão (*Commission Errors Search and Assessment – CESA*); Conclusões de Ocorrências por Descrições de Ações (*Conclusions from occurrences by descriptions of actions – CODA*); e Método de Avaliação da Realização da Missão dos Operadores para a Segurança

(Méthod d'Evaluation de la Réalisation des Missions Opérateur pour la Sûreté – MERMOS).

Diante do que foi discutido até aqui, conclui-se que as diferenças entre os métodos de ACH das três gerações são: 1ª geração – o erro humano é considerado como uma falha de equipamento; 2ª geração – busca compreender processos cognitivos e como alguns PSFs influenciam a execução da tarefa (CALIXTO, LIMA, *et al.*, 2013, GUEDES, 2017); e 3ª geração – estuda as relações entre PSFs com base na combinação de RBs e métodos de ACH.

Tabela 2: Características básicas de várias técnicas de ACH. Note que a palavra “genérico” significa que a técnica é adequada para uso em outras áreas.

| Método | Geração | Domínio | Comentários / observações |
|---------------|----------------|--------------------|---|
| THERP | Primeira | Nuclear / genérico | Avalia a confiabilidade humana por meio de análise de tarefas seguidas por identificação, representação e quantificação. Como ponto positivo, pode-se dizer que é um método bem utilizado na prática. Por outro lado, não oferece orientação suficiente sobre cenários de modelagem e o impacto dos PSFs sobre o desempenho humano. |
| ASEP | Primeira | Nuclear | É uma versão abreviada do THERP. Envolve triagem para ACH pré-acidente e pós-acidente. Requer menos treinamento e sua aplicação gera resultados mais rápido do que o THERP. Além disso, é um método que pode ser usado como uma abordagem de triagem para identificar as tarefas que exigem uma análise mais detalhada usando o THERP. |
| HEART | Primeira | Genérico | Envolve a classificação de cada tarefa dentro de 9 tipos de tarefas genéricas que têm uma PEH associada. Como ponto positivo, pode-se dizer que é um método rápido e simples que requer recursos relativamente limitados para completar uma avaliação. Em contrapartida, a modelagem de dependência de erro não é considerada e há falta de informação sobre até que ponto as tarefas devem ser decompostas para análise. |
| APJ | Primeira | Genérico | Envolve a estimativa da confiabilidade humana por meio de opinião de especialistas. É relativamente rápida de usar, caso o processo de aquisição de dados seja bem-organizado, mas permite discussão detalhada por parte dos especialistas. Essa técnica é criticamente dependente da seleção de especialistas. |

| | | | |
|-----------|----------|--------------------|--|
| PC | Primeira | Genérico | <p>Baseado na opinião de especialistas, porém difere do método APJ no sentido de que os especialistas fazem julgamentos comparativos simples ao invés de julgamentos absolutos. Cada especialista compara possíveis pares de erro e determina o erro mais provável. Esse método permite determinar se os juízes individuais estão ou não qualificados para fazer julgamentos sobre um dado ou conjunto de dados em particular.</p> |
| SLIM-MAUD | Primeira | Nuclear / genérico | <p>Os especialistas determinam o índice de probabilidade de sucesso que representa a crença geral, dos especialistas, em relação ao efeito positivo ou negativo do PSF na tarefa considerada. Esses índices são convertidos em PEH usando uma relação logarítmica. MAUD é um procedimento baseado em computador para SLIM. É uma abordagem plausível e flexível, entretanto, como outras técnicas baseadas no julgamento de especialistas, é propenso a vieses, o que pode prejudicar significativamente a validade dos resultados caso os especialistas não sejam adequadamente selecionados.</p> |
| HRMS | Primeira | Nuclear | <p>O HRMS é um sistema para ACH totalmente informatizado que oferece suporte à identificação e redução de erros. Envolve, essencialmente análise de tarefas, análise de erros e quantificação de PSF. O HRMS utiliza multiplicadores para PSFs e extrapolação para ACH. As questões relacionadas a classificação dos PSFs são factuais e não de julgamento. Tem sido utilizada com sucesso na indústria nuclear e é tida como uma ferramenta de especialistas em ACH.</p> |
| JHEDI | Primeira | Nuclear | <p>É uma simplificação do HRMS. Tanto o HRMS quanto o JHEDI podem ser usados para realizara análises de tarefa, análise de erros e quantificação baseada em PSFs, mas o JHEDI envolve uma</p> |

| | | | |
|---------|---------|-----------------------|---|
| | | | avaliação menos detalhada do que o HRMS. Por exemplo, os dois métodos utilizam a mesma forma de análise de tarefas, mas o JHEDI é mais curto, geralmente envolvendo 10 – 15 etapas em vez das 10 – 30 etapas visto, às vezes, com o HRMS. É importante mencionar que, o JHEDI usa dados reais ao invés de dados simulados em sua aplicação. |
| ATHEANA | Segunda | Nuclear / genérico | O erro humano é avaliado com base nos contextos identificados. Fornece uma maneira sistemática de explorar como as falhas de ação podem ocorrer e pode ser utilizada como ferramenta para geração de cenários, concentra-se em questões de contextos e cognição. Seu método de quantificação é fraco. |
| CREAM | Segunda | Nuclear / genérico | O nível de condição de desempenho comum é determinado para avaliar a confiabilidade do desempenho. Segue-se o perfil de demanda cognitiva. |
| CESA | Segunda | Nuclear | Pode ser utilizada para identificar situações plausíveis em que podem ocorrer erros de comissão. O grau de incertezas associadas à avaliação do erro humano é maior do que em outros métodos de ACH. |
| CODA | Segunda | Nuclear | Sua abordagem é centrada na ação, falha do sistema e cenários, e tem a vantagem de tratar as intervenções humanas de maneira neutra e flexível. |
| MERMOS | Segunda | Nuclear | Avalia a adequação do desempenho humano do sistema de operações de emergência que compreende a tripulação operacional, procedimentos de operação, e interface home-máquina. |

| | | | |
|--------|----------|-----------------------|--|
| | | | Esse método se afasta do foco no erro individual, considerando o sistema operacional como um todo. |
| SPAR-H | Segunda | Nuclear / genérico | A atividade humana é categorizada em tarefas de ação e diagnose, cada uma possui valores bases de probabilidade. É um método cuja aplicação é simples e os oito PSFs utilizados abrangem muitas situações em que não é necessária uma análise detalhada. |
| NARA | Terceira | Nuclear | É baseada na HEART. Consiste em 14 tipos de tarefas genéricas e 18 condições promotoras de erro. Difere da HEART no sentido que aborda quantificar a confiabilidade do operador em relação a eventos de longa escala de tempo. |

Fonte: (ADE, PERES, 2022, BELL, HOLROYD, 2009).

2.2 Medidas de importância

Medidas de importância são indicadores utilizados na avaliação probabilística de segurança em instalações nucleares para identificar e hierarquizar eventos de acordo com suas contribuições para o risco da planta. Elas podem fornecer informações úteis para tomadores de decisão quando são selecionadas de forma correta para o cenário a ser analisado.

Em instalações nucleares, as medidas de importância comumente utilizadas são Birnbaum (BI), Fussell-Vesely (FV), *Risk Achievement Worth* (RAW) e *Risk Reduction Worth* (RRW) (MANDELLI, MA, *et al.*, 2019). Nesta seção abordaremos apenas os aspectos teóricos e conceituais, deixando a definição e desenvolvimentos matemáticos para o capítulo 4.

A BI (BIRNBAUM, 1969), foi proposta originalmente para estimar a importância de componentes na confiabilidade de um sistema. Ela mede o aumento da confiabilidade do sistema que acontece quando a confiabilidade do componente considerado varia entre seus limites extremos: desde zero (sempre falho) até um (sempre operacional). Quando esta variação é significativa o componente resulta importante para a confiabilidade do sistema. Caso contrário, a falha do componente tem pouco impacto na confiabilidade do sistema e ele é pouco importante.

Em um sistema complexo como, por exemplo, um submarino nuclear, um estudo de confiabilidade pode calcular a BI para inúmeros componentes dos sistemas complexos do submarino e encontrar os componentes mais importantes à confiabilidade e segurança. Aqueles que apresentarem valores muito baixo para BI não terão contribuição relevante para a confiabilidade do sistema analisado. Por outro lado, para aqueles que apresentarem valores elevados para BI, medidas para aumentar sua confiabilidade serão necessárias.

A FV (FUSSELL, 1975, VESELY, W. E., 1970), foi desenvolvida para analisar a contribuição de um componente para a falha do sistema, medida como a fração da probabilidade de falha do sistema, onde a contribuição da falha do componente analisado está presente. Seu valor é sempre maior ou igual a zero e menor ou igual a 1. Assim, se um componente tem o valor $FV = 0,8$, isto significa que 80% das vezes que o sistema falha, a falha deste componente está presente como contribuinte. Consequentemente, os componentes com FV pequena, próximo a zero, têm pouca participação nos eventos de falha do sistema e são pouco importantes.

Essas duas medidas, BI e FV, podem ser utilizadas para estudar a importância dos componentes para um sistema, de modo a categorizá-los em função de sua contribuição ao risco (MENG, 2000, VESELY, W. E., 1998). Por outro lado, RAW e RRW podem ser utilizadas tanto por tomadores de decisão quanto por Órgão Reguladores (CHEOK, PARRY, *et al.*, 1998, NRC, 2009, VESELY, William E., DAVIS THOMAS, *et al.*, 1983), pois reúnem a métrica de risco do evento básico de interesse em um cenário de decisão em que as alternativas de gestão de risco devem ser definidas. A RRW e RAW permitem separar duas contribuições ao risco que formam parte da importância BI. A RRW mede a redução de risco que acontece quando a probabilidade de falha do componente considerado varia entre seu valor nominal e zero (sempre operacional). Por sua vez, a RAW mede o incremento de risco que acontece quando a probabilidade de falha do componente considerado varia entre seu valor nominal e um (sempre falho). A soma $RRW + RAW$ abrange a variação de risco desde a probabilidade de falha zero (sempre operacional) até a probabilidade de falha um (sempre falho), que é precisamente a importância BI.

A tomada de decisão com base na informação do risco deve ser acompanhada por especificações de que o risco é aceitável. Assim, RAW e RRW são utilizadas para subsidiar tomadores de decisão com informações sobre os riscos dos eventos (BORGONOVO, Emanuele, CILLO, 2017).

Embora, neste trabalho, sejam utilizadas apenas as medidas de importância FV, BI, RAW e RRW, que são tradicionalmente utilizadas em APS de instalações nucleares é importante destacar que existem outras (BORGONOVO, E., APOSTOLAKIS, 2001, SI, LIU, *et al.*, 2019) e que são aplicadas em diversos cenários, entretanto, estão fora do escopo do presente trabalho por isso não serão abordadas.

Algumas limitações das medidas de importância FV, BI, RAW e RRW foram abordadas por (CHEOK, PARRY, *et al.*, 1998). Contudo, essas medidas de importância podem ser utilizadas para classificação e categorização de estruturas, sistemas e componentes importantes à segurança e para uso em análises regulatórias baseadas em informação de risco (BORGONOVO, E., APOSTOLAKIS, 2001, CHEOK, PARRY, *et al.*, 1998, MANDELLI, MA, *et al.*, 2019). Ressalta-se que, apesar da existência de outras medidas de importância, neste trabalho nos limitaremos a utilização daquelas que são comumente utilizadas na área nuclear devido as suas aplicações bem sucedidas (CHENG,

LIU, *et al.*, 2022, CHEOK, PARRY, *et al.*, 1998, DIMITRIJEVIC, CHAPMAN, 1996, MANDELLI, MA, *et al.*, 2019).

Segundo (IAEA, 2016), as métricas de uma APS, entre elas as medidas de importância, podem ser utilizadas em um processo de tomada de decisão. Nesse contexto, no presente trabalho, as medidas de importância conforme serão discutidas no desenvolvimento da metodologia foram adaptadas de modo a fornecer informações auxiliares à tomada de decisão e seguir as boas práticas no que diz respeito a utilização de cálculos das medidas de importância para ações humanas (HIGGINS, O'HARA, *et al.*, 2007). Ao vincular medidas de importâncias para modelos aplicáveis à ACH, este trabalho obtém uma nova abordagem para análise da PEH baseadas na contribuição dos PSFs. Essa nova metodologia contribui positivamente para o avanço de técnicas para estimar a PEH e auxiliar os tomadores de decisão.

3. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

3.1 Visão geral do método SPAR-H

A metodologia proposta nesta tese tem como base o modelo SPAR-H (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005) combinado com RBs (ABRISHAMI, KHAKZAD, HOSSEINI, 2020, GROTH, SWILER, 2012, 2013). O SPAR-H é um método para ACH desenvolvido pelo Órgão Regulador dos Estados Unidos, *U.S. Nuclear Regulatory Commission* (NRC), para estudar, avaliar e estimar probabilidades de erro humano associadas às ações de operadores de instalações nucleares. O método tem oito PSFs predeterminados para representar a performance humana. Uma descrição resumida de como esses PSFs são definidos no método SPAR-H é mostrada na Tabela 3.

Tabela 3: Descrição dos PSF.

| PSF | Descrição |
|---------------------------|---|
| Disponibilidade de tempo | Quantidade de tempo em que um indivíduo deve diagnosticar e agir em relação a um evento anormal. |
| Estresse / estressores | Nível de estresse e circunstâncias eventuais que impedem o operador de desempenhar adequadamente uma tarefa. |
| Experiência / treinamento | Experiência e/ou treinamento do operador envolvido na tarefa. |
| Complexidade | Grau de dificuldade da tarefa no dado contexto. |
| Ergonomia / IHM | Equipamento, layout, painel e controles, e a interação do operador com os equipamentos para realizar a tarefa. A interação homem-máquina (IHM) está incluída nesta categoria. |
| Aptidão para o dever | Aptidão física e mental para desempenhar a tarefa no tempo especificado. |
| Processos de trabalho | Aspectos da execução do trabalho, incluindo planejamento das atividades, comunicação, cultura de segurança, apoio à gestão e políticas. |

Fonte: Adaptado de (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005).

Os PSF_i (i = 1, 2,...8) são estruturados em níveis com multiplicadores, M_i, correspondentes, como mostrado na Tabela 4.

Tabela 4: PSFs, seus níveis e multiplicadores.

| PSF | Nível do PSF | Multiplicador (M _i) |
|---------------------------|--------------------------|---------------------------------|
| Disponibilidade de tempo | Tempo inadequado | P(falha) = 1,0 |
| | Tempo pouco adequado | 10 |
| | Tempo nominal | 1 |
| | Tempo extra | 0,1 |
| | Tempo expansivo | 0,01 |
| Estresse / Estressores | Extremo | 5 |
| | Alto | 2 |
| | Nominal | 1 |
| Complexidade | Altamente complexa | 5 |
| | Moderadamente complexa | 2 |
| | Nominal | 1 |
| Experiência / Treinamento | Baixo | 10 |
| | Nominal | 1 |
| | Alto | 0,5 |
| | Não disponível | 50 |
| Procedimentos | Incompleto | 20 |
| | Disponível, mas precário | 5 |
| | Nominal | 1 |
| Ergonomia / IHM | Ausente | 50 |
| | Pobre | 10 |
| | Nominal | 1 |
| | Boa | 0,5 |
| Aptidão para o dever | Inapto | P(falha) = 1,0 |
| | Aptidão degradada | 5 |
| | Nominal | 1 |
| Processos de trabalho | Pobre | 2 |
| | Nominal | 1 |
| | Bom | 0,8 |

Fonte: (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, GROTH, SWILER, 2013, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007).

No método SPAR-H, a PEH é avaliada por meio da equação (1), que ajusta um valor base, denominado probabilidade de erro humano nominal (PEHN), mediante os multiplicadores de níveis dos PSFs (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005).

$$PEH = PEHN \prod_{i=1}^8 M_i \quad (1)$$

onde:

PEH é a probabilidade de erro humano;

PEHN é a probabilidade nominal do erro humano; e

M_i é o multiplicador correspondente ao nível do PSF.

Para os casos com mais de dois PSF negativos, a PEH é ajustada por meio da equação (2) (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005).

$$PEH = \frac{PEHN \prod_{i=1}^8 M_i}{PEHN (\prod_{i=1}^8 M_i - 1) + 1} \quad (2)$$

Note que, os PSF negativos são aqueles com multiplicador maior que 1, que aumentam o valor da PEH.

Cada um dos oito PSFs utilizados neste trabalho são definidos de forma direta e resumida por (HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007) e detalhada por (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011). Em decorrência disso, a seguir apresentaremos de forma mais esclarecedora cada um dos PSFs que foram listados na Tabela 3 e são comumente utilizados nas pesquisas que utilizam o método SPAR-H combinado com RBs.

3.1.1 Disponibilidade de tempo

A disponibilidade de tempo está relacionada com o tempo estimado para diagnosticar um evento e executar uma ação. De acordo com (WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011), os níveis desse PSF são definidos como:

- a) Tempo inadequado – o tempo disponível é menor do que o tempo necessário;

- b) Tempo pouco adequado – o tempo disponível é igual ao tempo necessário;
- c) Tempo nominal – o tempo disponível é ligeiramente superior ao tempo necessário;
- d) Tempo extra – o tempo disponível é maior do que o tempo necessário; e
- e) Tempo expansivo – o tempo disponível é muito maior do que o tempo necessário.

3.1.2 Estresse / estressores

O estresse é utilizado no SPAR-H (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011) para se referir ao nível de condições e circunstâncias indesejadas que impedem o operador de concluir uma tarefa, podendo estar presente tanto no desempenho do diagnóstico quanto da ação. Esse PSF pode ser influenciado por condições mentais, físicas, fatores ambientais e carga de trabalho. Segundo (WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011), os fatores ambientais, referidos como estressores, como, por exemplo, calor excessivo, ruído, má ventilação podem afetar o desempenho tanto físico quanto mental de uma pessoa. No contexto do SPAR-H uma pequena quantidade de estresse pode melhorar o desempenho do operador, nesta situação o nível de estresse deve ser considerado nominal. Em contrapartida, os níveis de estresse que afetarão negativamente o desempenho humano são denominados altos ou extremos.

Os níveis nominal, extremo e alto do PSF estresse são abordados no SPAR-H como:

- a) Nominal – nível de estresse que conduz a um bom desempenho;
- b) Estresse alto – nível de estresse maior que o nominal. Este nível abrange qualquer situação em que uma ameaça é percebida e que pode resultar em consequências significativas. Por exemplo, ruídos altos, inesperados, e contínuos a bordo de um submarino com planta nuclear embarca podem afetar a capacidade de concentração da tripulação para execução das tarefas. Em decorrência disso, as consequências das tarefas representam uma ameaça para a operação do submarino; e
- c) Estresse extremo – nível de estresse disruptivo no qual o desempenho humano se deteriorará drasticamente. Este nível é associado ao sentimento de ameaça ao bem-estar físico ou mental e é provável que ocorra quando o início do estressor é súbito e a situação estressora persiste por longos períodos. Por exemplo, falhas catastróficas dos sistemas de segurança a

bordo de um submarino que possui um reator nuclear podem resultar em estresse extremo para a tripulação devido ao potencial de liberação radioativa.

3.1.3 Complexidade

Refere-se ao grau de dificuldade para realizar a tarefa em um determinado cenário. Por exemplo, quanto mais difícil ou ambígua for a tarefa a ser executada, maior será a chance de erro humano de uma tripulação que navega pela primeira vez a bordo de um submarino nuclear.

No SPAR-H, os níveis comumente usados para o PSF complexidade são:

- a) Nominal – não é difícil executar. Esse nível deve ser utilizado quando a complexidade não for considerada como um condutor do desempenho humano (WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011);
- b) Moderadamente complexa – apresenta um certo grau de dificuldade, apresentando ambiguidade no que precisa ser executado; e
- c) Altamente complexa – muito difícil de executar, apresentando muita ambiguidade no que precisa ser executado.

3.1.4 Experiência / treinamento

Refere-se à experiência e treinamento dos executores da tarefa. São considerados nesse PSF os anos de experiência do indivíduo ou tripulação, se foram treinados ou não para lidar com situações desfavoráveis, e a frequência de treinamento.

Os níveis desse PSF são:

- a) Baixo – menos de 6 meses de experiência ou treinamento;
- b) Nominal – mais de 6 meses de experiência ou treinamento. Esse nível deve ser atribuído se o analista julgar que a experiência ou treinamento não é um condutor de desempenho (WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011); e
- c) Alto – muita experiência, com prática e conhecimento para lidar com muitos cenários perigosos.

3.1.5 Procedimentos

Refere-se à existência e utilização de procedimentos operacionais para a tarefa sob análise, podendo ser aplicado tanto para diagnose quanto ação, ou ambos. Seus níveis são definidos abaixo:

- a) Não disponível – o procedimento necessário para uma determinada tarefa ou evento não está disponível. Este nível deve ser utilizado apenas se o analista julgar que a falta de procedimento afeta a PEH;
- b) Incompleto – estão faltando informações ou instruções de tarefas que deveriam estar contidas no procedimento;
- c) Disponível, mas pobre – o procedimento está disponível, mas é difícil usá-lo devido a falta de consistência ou ambiguidade, comprometendo o desempenho do operador / tripulante; e
- d) Nominal – procedimento disponível e auxilia de forma correta o modo de execução da tarefa.

3.1.6 Ergonomia / IHM

Refere-se a interação do operador / tripulação com equipamentos, *displays* e controles, *layout* e informações disponíveis nos instrumentos para realizar a tarefa. Seus níveis são:

- a) Ausente – a instrumentação não é precisa ou é defeituosa;
- b) Pobre – o projeto da planta afeta negativamente o desempenho da tarefa como, por exemplo, interfaces com o painel de comando são ruins;
- c) Nominal – o projeto da planta suporta o desempenho correto, mas não garante que a tarefa será executada de forma fácil. Por exemplo, as interfaces com o painel de comando são adequadas e podem ser aprendidas, entretanto, podem não apresentar facilidade para uso; e
- d) Boa – o projeto da planta impacta positivamente no desempenho da tarefa, fornecendo as informações necessárias para realizar a tarefa. Por exemplo, instrumentação legível e interfaces do painel de comando apresentam fácil visibilidade.

3.1.7 Aptidão para o dever

Refere-se a capacidade física e mental do indivíduo para executar a tarefa, podendo ser degradada por doença, uso de drogas, problemas pessoais etc. Seus níveis são:

- a) Inapto – o indivíduo é incapaz de realizar a tarefa devido a fatores físicos ou mentais;

- b) Aptidão degradada – o indivíduo é capaz de realizar a tarefa, embora o desempenho seja afetado negativamente; e
- c) Nominal – o indivíduo é capaz de realizar a tarefa sem que nenhuma degradação de desempenho seja observada.

3.1.8 Processos de trabalho

Referem-se a aspectos da execução do trabalho, incluindo planejamento, comunicação, cultura de segurança e políticas gerenciais. Seus níveis são:

- a) Pobre – o desempenho é afetado negativamente pelos processos de trabalho na instalação. Por exemplo, a rotatividade de turnos em uma instalação nuclear não inclui comunicação adequada sobre as atividades de troca de combustível em andamento;
- b) Nominal – o desempenho não é negativamente afetado pelos processos de trabalho na instalação. Por exemplo, o desempenho dos envolvidos na troca de combustível é adequado; e
- c) Bom – os processos de trabalho empregados na instalação melhoram o desempenho e levam a resultados mais bem sucedidos do que seriam alcançados caso os processos de trabalho não fossem bem implementados. Como exemplos, pode-se citar o estabelecimento de uma cultura de segurança e políticas bem compreendidas.

3.2 Redes bayesianas

RBs são ferramentas com a capacidade de modelar situações cujos domínios apresentam um determinado grau de incerteza ou situações em que resultados não podem ser obtidos apenas da opinião de especialistas. São representadas por grafos acíclicos dirigidos que representam dependências entre variáveis em um modelo probabilístico (JENSEN, NIELSEN, 2007), conforme o exemplo a seguir:

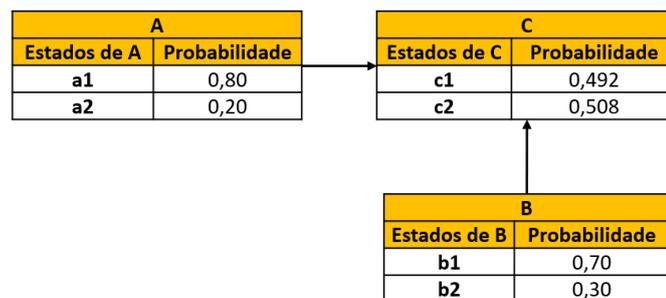


Figura 1: Exemplo de uma RB com três nós.

Na Figura 1, temos um exemplo simples de uma RB composta por três nós, dois pais, A e B, e um filho, C. Para calcular a probabilidade conjunta, $P(A, B, C)$, entre os diferentes estados dos nós da RB mostrada na Figura 1, usa-se a regra fundamental do cálculo de probabilidade (JENSEN, NIELSEN, 2007), logo, obtém-se a equação (3):

$$P(A, B, C) = P(C|A,B) \times P(A) \times P(B) \quad (3)$$

A Tabela 5 mostra a tabela de probabilidade condicional (TPC) para o nó C da RB mostrada na Figura 1. A TPC é utilizada para representar as probabilidades para cada nó filho de uma RB, a partir dos estados dos nós pais. Por exemplo, na Tabela 5 é mostrada a TPC para o nó filho, C, gerada a partir dos estados (a1, a2, b1 e b2) dos nós pais A e B, da Figura 1.

Tabela 5: TPC do nó C.

| A | B | c1 | c2 |
|----------|----------|-----------|-----------|
| a1 | b1 | 0,60 | 0,40 |
| a1 | b2 | 0,25 | 0,75 |
| a2 | b1 | 0,30 | 0,70 |
| a2 | b2 | 0,90 | 0,10 |

Uma explicação detalhada de como são realizados os cálculos das probabilidades em RBs e como é construída a tabela de probabilidade condicional pode ser encontrada em (FRANK, 2015, JENSEN, NIELSEN, 2007).

A Tabela 6 mostra como são feitos os cálculos para obter as probabilidades do nó filho, C, mostrado na Figura 1, utilizando a equação (3).

Tabela 6: Cálculo da probabilidade.

| | | a1 | | a2 | | |
|----|--|--|--|--|----|------|
| | | b1 | b2 | b1 | b2 | P(C) |
| c1 | $P(a1,b1,c1) =$ $P(c1 a1,b1)P(a1)P(b1)$ | $P(a1,b2,c1) =$ $P(c1 a1,b2)P(a1)P(b2)$ | $P(a2,b1,c1) =$ $P(c1 a2,b1)P(a2)P(b1)$ | $P(a2,b2,c1) =$ $P(c1 a2,b2)P(a2)P(b2)$ | P1 | |
| c2 | $P(a1,b1,c2) =$ $P(c2 a1,b1)P(a1)P(b1)$ | $P(a1,b2,c2) =$ $P(c2 a1,b2)P(a1)P(b2)$ | $P(a2,b1,c2) =$ $P(c2 a2,b1)P(a2)P(b1)$ | $P(a2,b2,c2) =$ $P(c2 a2,b2)P(a2)P(b2)$ | P2 | |

Fonte: adaptado de (FRANK, 2015).

Na Tabela 6, $P1 = P(c1)$ e $P2 = P(c2)$ são as probabilidades obtidas a partir das somas das probabilidades em cada linha, isto é, $P(C) = \sum_{A,B} P(A, B, C)$. Logo, para obter os valores de P1 e P2 foram utilizadas as probabilidades mostradas na Tabela 5 e Figura 1:

$$P1 = P(c1|a1,b1)P(a1)P(b1) + P(c1|a1,b2)P(a1)P(b2) + P(c1|a2,b1)P(a2)P(b1) + P(c1|a2,b2)P(a2)P(b2) = 0,60 \times 0,80 \times 0,70 + 0,25 \times 0,80 \times 0,30 + 0,30 \times 0,20 \times 0,70 + 0,90 \times 0,20 \times 0,30 = 0,336 + 0,06 + 0,042 + 0,054 = 0,492$$

$$P2 = P(c2|a1,b1)P(a1)P(b1) + P(c2|a1,b2)P(a1)P(b2) + P(c2|a2,b1)P(a2)P(b1) + P(c2|a2,b2)P(a2)P(b2) = 0,40 \times 0,80 \times 0,70 + 0,75 \times 0,80 \times 0,30 + 0,70 \times 0,20 \times 0,70 + 0,10 \times 0,20 \times 0,60 = 0,224 + 0,18 + 0,098 + 0,003 = 0,508.$$

Uma RB estabelece uma correlação entre um conjunto de variáveis, que podem ser estocásticas ou conterem incertezas, que são relevantes a um determinado problema. As variáveis podem ser relevantes porque serão observáveis, porque seu valor é necessário para realizar alguma ação ou relatar algum resultado, ou porque são variáveis intermediárias que ajudam a expressar as relações entre as demais variáveis.

Nas RBs, as relações entre variáveis são representadas matematicamente mediante o teorema de Bayes (JENSEN, NIELSEN, 2007, KABIR, PAPADOPOULOS, 2019), conforme equação (4):

$$P(A|B) = \frac{P(B|A)P(A)}{P(B)} \quad (4)$$

onde:

A e B são os eventos de interesse;

P(A) e P(B) são as probabilidades a priori dos eventos A e B, respectivamente;

$P(A|B)$ é a probabilidade a posteriori de A condicional a B; e

$P(B|A)$ é a probabilidade a posteriori de B condicional a A.

Além de técnica para ACH, uma RB pode ser combinada com outras metodologias para análise de risco. Por exemplo, (XU, XU, 2018) propôs um modelo para avaliação de risco de acidentes de transporte ferroviário em túneis utilizando RB e o modelo Gravata de Borboleta (BADREDDINE, AMOR, 2013, KHAKZAD, KHAN, *et al.*, 2013) para prever o risco de acidentes e adotar medidas de segurança para os eventos básicos mais críticos. Por outro lado, (BOBBIO, A. PORTINALE, L. MINICHINO, M. CIANCAMERLA, 2001) demonstraram que qualquer Árvore de Falhas (AF) (W. E. VESELY, GOLDBERG, *et al.*, 1981) pode ser diretamente mapeada em uma RB e que as técnicas de inferência desta podem ser utilizadas para obter parâmetros clássicos calculados a partir da AF como, por exemplo, confiabilidade dos subsistemas e

criticalidade dos componentes. Uma AF considera os eventos estatisticamente independentes, em contrapartida, uma rede bayesiana pode considerar a dependência estatística entre os eventos (KWAG, GUPTA, *et al.*, 2018).

Em muitos casos, RBs são desenvolvidas para estimar probabilidades de eventos referentes a cenários que apresentam incertezas ou indisponibilidade de informação. Elas têm sido utilizadas em diversas linhas de pesquisas e campos de aplicação como, por exemplo, análises de incêndio (GRANDISON, WANG, *et al.*, 2012, VASSALOS, SPYROU, *et al.*, 2012), descarrilamentos (DINDAR, KAEWUNRUEN, *et al.*, 2020), e avaliação de segurança de sistemas (KHAKZAD, 2019) etc. Por outro lado, a Técnica Delphi (DALKEY, HELMER, 1962) foi utilizada em combinação com RBs por (MBAKWE, SAKA, *et al.*, 2016) para um estudo sobre acidentes de trânsito e concluíram que tal combinação pode servir como uma alternativa adequada para obter dados de pesquisa quando não há informação disponível. Analogamente, devido à escassez de dados na literatura no que diz respeito a informações precisas para análise de segurança em submarinos nucleares, essa combinação se torna uma opção válida para os especialistas de ACH.

É importante mencionar que, RB é uma ferramenta consolidada e empregada em várias áreas do conhecimento em situações em que há informações incompletas ou até mesmo inexistentes e foi empregada neste trabalho para o desenvolvimento da metodologia.

3.2.1 Rede bayesiana dinâmica

Uma rede bayesiana dinâmica (RBD) é uma extensão de uma RB que inclui dependências temporais para modelar o comportamento dinâmico do evento observado. Assim, uma RBD consiste em uma sequência de fatias de tempo (*time slices*) como veremos nos exemplos a seguir.

Considere a RB da Figura 2 onde a seta sem precedente que entra no nó Erro Humano indica que este é o evento dinâmico.

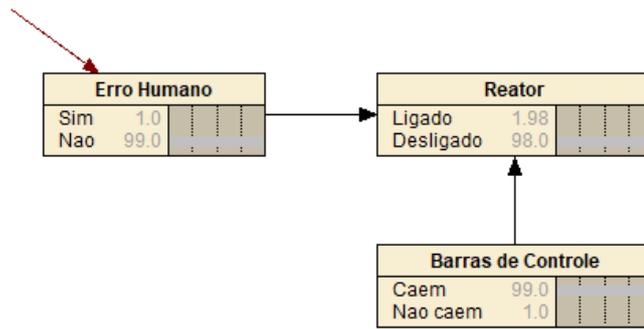


Figura 2: Exemplo de uma RB a ser convertida para RBD.

A RB da Figura 2 foi convertida para uma RBD com duas fatias de tempo, [0] e [1], onde os nós especificados com a notação [0] na Figura 3 indicam a RB com as probabilidades iniciais.

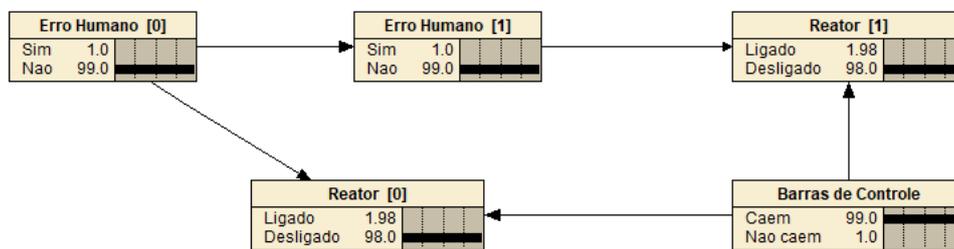


Figura 3: RBD para erro humano expandida em duas fatias de tempo.

A expansão da RB da Figura 2 para três fatias de tempo, [0], [1] e [2], está representada na Figura 4.

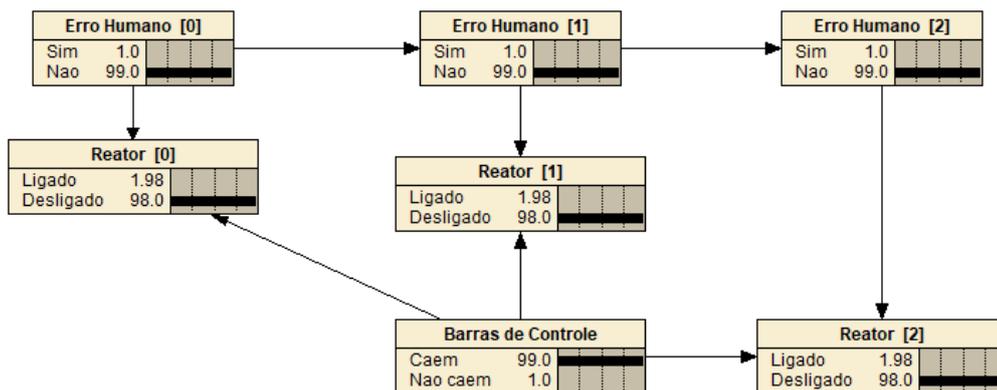


Figura 4: RBD para erro humano expandida em três fatias de tempo.

As RBDs assumem a proposição de Markov (SANTANA, REGO, *et al.*, 2007), de que a probabilidade do estado atual depende apenas das probabilidades dos estados imediatamente anteriores e as taxas de transição desde estes estados, ou seja, a

distribuição de probabilidade do próximo estado depende apenas do estado atual, e não da sequência dos eventos que o precedeu (WANG, Yan Fu, QIN, *et al.*, 2017).

Desse modo, sendo Z um conjunto de variáveis aleatórias, tomemos como base a notação adotada nas referências (AMIN, KHAN, *et al.*, 2018, MURPHY, 2002). Diante disto, uma RBD é definida como um par (B_1, B_{\rightarrow}) , onde B_1 é uma RB que define a priori $P(Z_1)$, e B_{\rightarrow} é uma rede de Bayes temporal com duas fatias que define $P(Z_t|Z_{t-1})$ por meio de um grafo acíclico dirigido, logo, a equação (5) pode ser definida por:

$$P(Z_t|Z_{t-1}) = \prod_{i=1}^N P(Z_t^i|Pa(Z_t^i)) \quad (5)$$

onde

Z_t^i é o nó i no tempo t ; e

$Pa(Z_t^i)$ são os pais de Z_t^i .

RBDs têm sido utilizadas em vários ramos da indústria, com ênfase em *offshore* (AMIN, KHAN, *et al.*, 2018, WANG, Yan Fu, QIN, *et al.*, 2017, ZHANG, WU, *et al.*, 2018) e poderão ser utilizadas como ferramentas para ACH a bordo de submarinos nucleares do Brasil, pois atualmente o país não dispõe de uma base de dados, em fonte aberta, que aborde exhaustivamente a PEH.

Sendo assim, considerando o avanço científico e tecnológico do país e investimentos voltados para a construção de submarinos nucleares, ferramentas e metodologias para estudar e propor meios capazes de minimizar o erro humano da tripulação a bordo desses meios navais, deverão ser pesquisadas e desenvolvidas. Nesse contexto, RBs são aptas a serem utilizadas como ferramentas de apoio para tomada de decisão.

3.2.2 Inferência bayesiana

Nesta subseção abordaremos o conceito da inferência bayesiana de forma a elucidar a relevância de aplicações com RBs. Segundo (FRANK, 2015), inferência bayesiana é o recálculo ou atualização de todas as probabilidades sempre que novos conhecimentos ou dados sobre qualquer variável da rede são adquiridos. Este conceito é utilizado neste trabalho e os resultados mostrados na coluna *Backward* da Figura 17, após ser feito o que denominamos de avaliação reversa.

Para darmos início a essa discussão façamos uma adaptação do exemplo encontrado em (BOX, TIAO, 1973) para estimar o valor de uma constante física para o caso de dois submarinistas determinados a estimar um parâmetro de confiabilidade do sistema de alarme contra incêndio.

Suponha dois submarinistas, S_A e S_B , interessados em obter estimativas mais precisas sobre um determinado parâmetro de confiabilidade θ , conhecido apenas de forma aproximada, de um dispositivo do sistema de alarme de incêndio fornecido pelo fabricante. Suponha que o S_A , é o mais experiente nesta área de conhecimento, pode dar um palpite moderado sobre qual será a conclusão, e que sua opinião a priori sobre θ pode aproximadamente ser representada por uma distribuição normal com média $\mu = 900$ e desvio padrão $\sigma = 20$. Assim, a distribuição para o submarinista S_A é definida pela equação (6):

$$P_{S_A}(\theta) = \frac{1}{20\sqrt{2\pi}} e^{\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\theta-900}{20}\right)^2\right]} \quad (6)$$

A distribuição a priori de θ para o S_A é $\theta \sim (900, 20^2)$, isto é, possui uma distribuição normal com média 900 e variância 20^2 . Desta forma, para S_A a chance de que θ poderia diferir de 900 por mais do que 40 é de uma em 20. Em contrapartida, suponhamos que S_B seja menos experiente e sua crença a priori seja representada pela distribuição normal. Logo, a distribuição para o submarinista S_B é definida pela equação (7):

$$P_{S_B}(\theta) = \frac{1}{80\sqrt{2\pi}} e^{\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\theta-800}{80}\right)^2\right]} \quad (7)$$

Assim, para S_B $\theta \sim (800, 80^2)$. Neste caso, a distribuição a priori é centrada em 800 e a incerteza sobre o valor de θ é consideravelmente maior do que para S_A . Para S_B , um valor entre 700 e 900 certamente seria plausível.

As equações (6) e (7) são denominadas distribuições de probabilidade a priori de S_A e S_B , respectivamente, e estão representadas no gráfico da Figura 5.

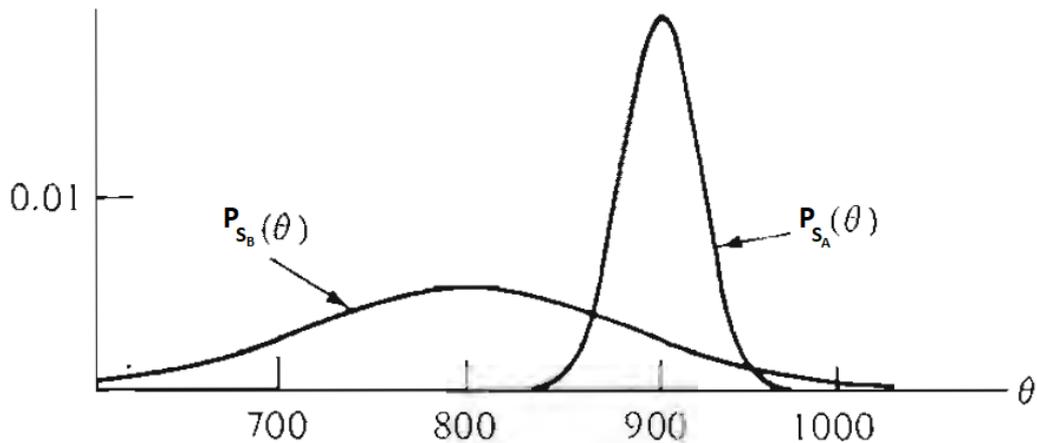


Figura 5: Distribuição a priori para SA e SB.
 Fonte: Adaptado de (BOX, TIAO, 1973).

O exemplo acima explicita a importância em obter uma distribuição de probabilidade a posteriori do parâmetro θ , mais representativa que as obtidas a priori. Precisamente, denomina-se Inferência Bayesiana o processo de obtenção da probabilidade a posteriori a partir da priori. Quando essas distribuições pertencem a uma mesma classe, o processo denomina-se priori conjugada e serão discutidas neste capítulo.

A inferência bayesiana requer a especificação de uma distribuição a priori para a quantidade de interesse. Ressalta-se que, alguns procedimentos para inferência bayesiana utilizando o *Bayesian Inference Using Gibbs Sampling* (BUGS) (SPIEGELHALTER, THOMAS, *et al.*, 2003) são descritos por (KELLY, SMITH, 2009). Por ora fiquemos com as observações seguintes quanto à inferência bayesiana:

- I. Os parâmetros θ são tratados como quantidades aleatórias;
- II. $P(y|\theta)$ representa uma distribuição conjunta dos dados y e dos parâmetros θ ;
- III. As estimativas para θ são distribuições de probabilidade;
- IV. $P(\theta|y)$ é a distribuição de probabilidades dos parâmetros θ dado y ;
- V. Conhecido $P(\theta|y)$ se pode analisar os parâmetros estatísticos de θ : média, variância, quartil etc.

Seja y um conjunto de n observações definido por $y = (y_1, \dots, y_n)$ cuja distribuição de probabilidade de $P(y|\theta)$ depende dos k valores do parâmetro de $\theta = (\theta_1, \dots, \theta_k)$. Sendo $P(\theta)$ a distribuição de probabilidade de θ , pode-se escrever a equação (8):

$$P(y|\theta)P(\theta) = P(y, \theta) = P(\theta|y)P(y) \quad (8)$$

Sendo y observável, a distribuição de probabilidade condicional de θ é obtida pela fórmula de Bayes, conforme equação (9):

$$P(\theta|y) = \frac{P(y|\theta)P(\theta)}{P(y)} \quad (9)$$

Esta é a equação do teorema de Bayes, onde

$$P(y) = \int P(y|\theta)P(\theta)d\theta, \text{ para } \theta \text{ contínuo} \quad (10)$$

ou

$$P(y) = \sum P(y|\theta)P(\theta), \text{ para } \theta \text{ discreto} \quad (11)$$

Na equação (9), $P(\theta)$ diz o que é conhecido a respeito de θ sem o conhecimento dos dados y , ou seja, é a distribuição a priori de θ . Por sua vez, $P(\theta|y)$ diz o que se sabe sobre θ uma vez conhecida informações de y , é a distribuição a posteriori de θ dado y .

Agora considere as seguintes definições:

- I. Dados: conjunto de informações ou valores números provenientes de uma amostra. Assim, $y = (y_1, y_2, \dots, y_n)$; e
- II. Parâmetros: quantidades que estão presentes nos modelos probabilísticos para y e serão representadas, neste trabalho, por θ .

Diante do exposto, consideremos y os dados observados de uma amostra e θ os parâmetros ausentes ou desconhecidos. Sendo $P(\theta)$ uma distribuição a priori para θ e $P(y|\theta)$ a função de verossimilhança, pode-se fazer uma inferência em relação a esses parâmetros utilizando uma distribuição de probabilidade conjunta $P(y,\theta)$ sobre todas as quantidades aleatórias, logo, define-se a equação (12):

$$P(y, \theta) = P(y|\theta)P(\theta) \quad (12)$$

Uma vez observado y , o teorema de Bayes é utilizado para determinar a distribuição de θ condicional a y . Logo, a distribuição a posteriori de θ é determinada pela equação (13):

$$P(\theta|y) = \frac{P(y|\theta)P(\theta)}{\int P(y|\theta)P(\theta)d\theta} \quad (13)$$

Segundo (GILKS, RICHARDSON, *et al.*, 1996), qualquer recurso da distribuição a posteriori como, por exemplo, momento e quartil etc, legitima a inferência bayesiana. Os valores esperados dessas grandezas como função de θ podem ser obtidas a partir da expressão (14):

$$E[f(\theta)|y] = \frac{\int f(\theta) P(y|\theta)P(\theta)d\theta}{\int P(y|\theta)P(\theta)d\theta} \quad (14)$$

(GILKS, RICHARDSON, *et al.*, 1996) expõe que a integração dessa equação tem sido a causa de dificuldades na inferência bayesiana e, em alguns casos, a avaliação analítica é impossível. Para contornar tal situação são sugeridas abordagens alternativas, entre elas o método Cadeia de Markov Monte Carlo (*Markov Chain Monte Carlo* – MCMC).

3.2.3 Função verossimilhança

Para nos familiarizarmos com o conceito de função verossimilhança tomemos como base a definição encontrada na referência (DEZFULI, KELLY, *et al.*, 2009): é o modelo aleatório que descreve um processo físico observado. Ainda de acordo o a referência, a função verossimilhança utilizada frequentemente em APR é binomial, Poisson ou exponencial.

Uma discussão mais aprofundada sobre função verossimilhança pode ser obtida nas referências (BOX, TIAO, 1973, SNL, NRC, 2003). Segundo (SIU, KELLY, 1998), a construção de uma função de verossimilhança apropriada requer conhecimentos específicos para o processo que está sendo modelado, bem como o conhecimento de modelagem probabilística.

Utilizemos a definição encontrada em (BOX, TIAO, 1973), desta forma a função de verossimilhança de θ dado y pode ser escrita como $lP(\theta|y)$ e a fórmula de Bayes reescrita como equação (15):

$$P(\theta|y) = lP(\theta|y)P(\theta) \quad (15)$$

Esta é a função através da qual o dado y modifica o conhecimento prévio de θ , pode, portanto, ser considerada como representando as informações sobre θ proveniente dos dados y .

O teorema de Bayes pode ser aplicado para uma sequência de amostras, pois permite atualizar continuamente as informações sobre um conjunto de parâmetros à medida que novas observações são feitas, isto é, a equação (15) expressa matematicamente como o conhecimento a priori pode ser combinado com novos conhecimentos. Neste contexto, suponhamos uma amostra inicial y_1 expressa por (16):

$$P(\theta|y_1) \propto P(\theta)lP(\theta|y_1) \quad (16)$$

Neste caso, uma segunda amostra y_2 distribuída independentemente da primeira, seria expressa por (17):

$$P(\theta|y_2, y_1) \propto P(\theta)lP(\theta|y_1)lP(\theta|y_2) \quad (17)$$

Nesta equação a distribuição a posteriori para θ dado y_1 desempenha papel da distribuição a priori para a segunda amostra e assim sucessivamente.

Portanto, utilizando a função de verossimilhança, a equação do teorema de Bayes pode ser interpretada como

$$\text{Distribuição a Posteriori} = \frac{\text{Distribuição a Priori} \times \text{Verossimilhança}}{\text{Distribuição Marginal}}$$

Note que, a Distribuição Marginal serve como uma constante de normalização (SNL, NRC, 2003).

3.2.4 Obtenção da distribuição a posteriori

A distribuição a posteriori, $P(\theta|y)$, pode ser obtida seguindo os seguintes passos:

1. Escolher uma função de verossimilhança para $P(y|\theta)$;
2. Escolher um modelo probabilístico para a distribuição a priori $P(\theta)$;
3. Aplicar a equação de Bayes e calcular $P(\theta|y)$.

Pode-se perceber na leitura deste capítulo que diferentemente do que ocorre com a inferência clássica em que se trabalha com valores fixos de probabilidade para descrever as quantidades desconhecidas, na inferência bayesiana os dados de entrada na equação de Bayes são distribuições de probabilidade. Deste modo, são utilizadas distribuições de probabilidade para θ e a inferência bayesiana é baseada em distribuições a posteriori obtidas a partir de distribuições de probabilidade a priori.

Diante do exposto, nota-se como a inferência bayesiana é uma abordagem eficaz e pode ser utilizada em projetos onde há poucas informações disponíveis e há necessidade

de estimativas de parâmetros para compor uma base de dados técnicos a serem utilizados na análise de risco, como é o caso do primeiro submarino brasileiro com propulsão nuclear.

4. METODOLOGIA E APLICAÇÕES A ESTUDOS DE CASOS

4.1 Desenvolvimento inicial

Inicialmente, foram testadas algumas alternativas até chegarmos à metodologia final proposta no presente trabalho. Sendo assim, a seguir, apresentaremos as fases antecessoras à metodologia final. Para isso, consideremos dois cenários distintos denominados de fase 1 e fase 2, respectivamente, que serão discutidos a seguir.

4.2 Fase 1

A metodologia proposta para avaliação de risco em submarinos nucleares é dividida em cinco etapas, mostradas na Figura 6 e descritas logo em seguida.

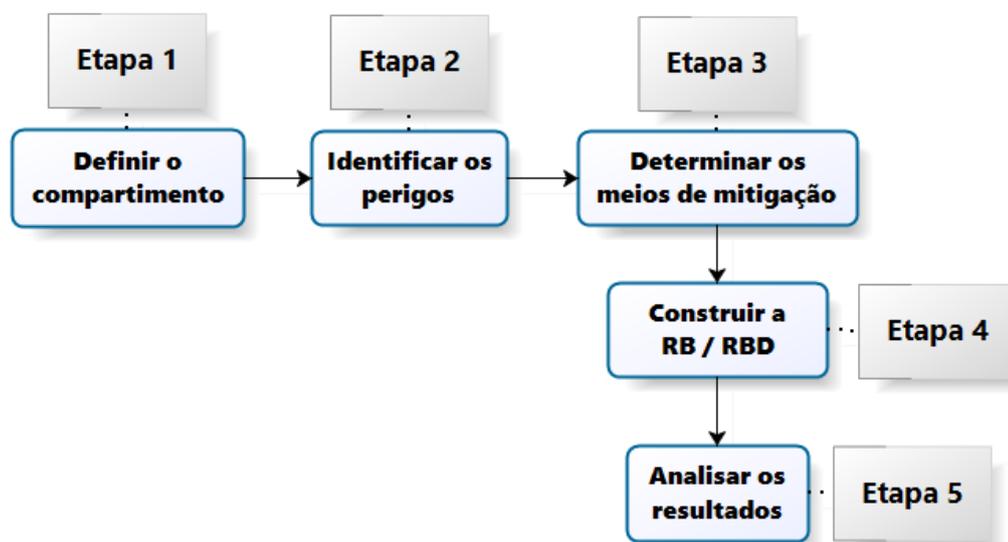


Figura 6: Metodologia proposta para a Fase 1.

Etapa 1: definir o compartimento do submarino em que se pretende analisar a ocorrência do acidente;

Etapa 2: identificar os perigos presentes no compartimento selecionado. Caso o compartimento escolhido seja aquele em que o reator está localizado, deve-se identificar os eventos iniciadores internos, caso contrário, aqueles eventos externos aos sistemas do reator que podem se propagar até ele e originar um iniciador. Portanto, nesta etapa, deve-se escolher o evento cuja ocorrência poderá causar danos ao reator e conduzir ao risco de perda do submarino.

Etapa 3: determinar os meios de mitigação do acidente;

Etapa 4: construir uma rede bayesiana / rede bayesiana dinâmica para análise do risco. A RB poderá ser estática ou dinâmica de acordo com a necessidade da análise. Para eventos que podem ser modelados probabilisticamente com a evolução no tempo, sugere-se construir uma RBD; e

Etapa 5: analisar os resultados obtidos a partir da RB/RBD.

4.2.1 Estudo de caso

Na Fase 1 foi considerado um submarino hipotético composto por um sistema de detecção de incêndio cujos componentes são sensores de temperatura e detectores. Além disso, que a tripulação está apta a lidar com uma situação em emergência e o sistema de ventilação não é projetado para filtrar ou remover o ar poluído pelo incêndio, obrigando o submarino ir à superfície para renovar o ar da atmosfera interna e recarregar as baterias (GABLER, 1991).

Além das considerações anteriores, admitiu-se que o reator do submarino está localizado no compartimento 3, conforme a divisão apresentada na Figura 7.

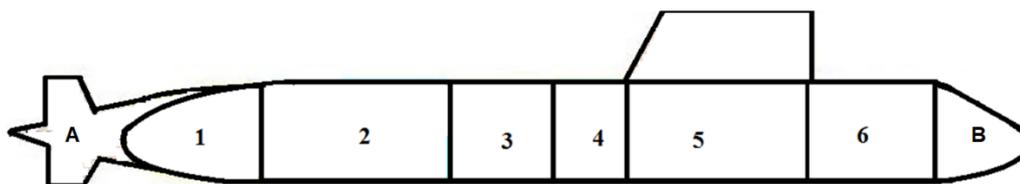


Figura 7: Submarino genérico dividido em compartimentos.

Os compartimentos à ré, parte traseira, e à vante, parte dianteira do submarino, denominados de A e B por não pertencerem ao casco resistente não estão elencados, os demais compartimentos estão listados na Tabela 7.

Tabela 7: Compartimentos do submarino genérico.

| # | Denominação do compartimento |
|---|---|
| 1 | Compartimento da propulsão |
| 2 | Compartimento das turbinas |
| 3 | Compartimento reator |
| 4 | Compartimento de Comando e Controle da Plataforma |
| 5 | Compartimento de Sistemas Auxiliares |
| 6 | Compartimento de Torpedos |

4.2.2 Tripulação do submarino

As ações dos tripulantes a bordo de um submarino perante um incêndio dependerão da experiência e da disponibilidade dos equipamentos. A tomada de decisão em resposta ao incêndio pode depender, de:

- Disponibilidade de equipamentos de combate;
- Sistema de detecção de incêndio;
- Sistema de combate a incêndio; e
- Sistema de comunicação.

Um estudo sobre risco de incêndio a bordo de um submarino com propulsão nuclear deve identificar, analisar e avaliar a fonte de ignição. A identificação de risco de incêndio é o processo sistemático para compreender como, quando e o porquê o incêndio acontece e a análise de risco de incêndio é o processo de estimar a magnitude de consequências e probabilidades dos efeitos adversos que resultam do incêndio em uma construção (HASOFER, BECK, *et al.*, 2007). A avaliação de risco de incêndio envolve a aplicação dos critérios de risco e tomada de decisão sobre o nível de risco de incêndio (XIN, HUANG, 2013).

De acordo com (GUIMARÃES, 1999), a análise de incêndio a bordo deve ser realizada considerando que o incêndio se origina de uma única fonte e ocorre em qualquer compartimento que contenha substâncias inflamáveis (E. A. WIELAND, 2017).

4.2.3 Fase 1 – Aplicação da metodologia

4.2.3.1 Definição dos compartimentos

Nesta etapa, como abordagem geral da metodologia, foram considerados todos os compartimentos do submarino. Além disso, a RB foi construída considerando-se uma situação hipotética, pessimista e superestimada.

4.2.3.2 Identificação dos perigos

Para estudo de caso foi escolhido o incêndio a bordo de um submarino com propulsão nuclear. O submarino foi dividido em seis compartimentos cujas chances de incêndio estão baseadas na experiência operacional de ex-submarinistas. Assim, foram atribuídos pesos aos compartimentos conforme mostrado na Tabela 8.

Tabela 8: Pesos atribuídos aos compartimentos.

| Compartimento do submarino | Peso |
|----------------------------|------|
| Propulsão | 0,15 |
| Turbinas | 0,15 |
| Reator | 0,10 |
| Comando | 0,15 |
| Sistemas auxiliares | 0,25 |
| Torpedos | 0,20 |

Atribuídos os pesos aos compartimentos, considerando a propagação do incêndio de acordo com a árvore de eventos da Figura 8 e utilizando os dados apresentados na Tabela 9, foi construída a RB mostrada na Figura 9.

Note que, os valores mostrados na Tabela 8 são multiplicados por 100, pelo *software* Netica, e incluídos na Figura 9. Além disso, a “Ação humana (Combate ao incêndio)” mostrada na Figura 8 é representada pelo nó “Resposta de tripulação”, na Figura 9.

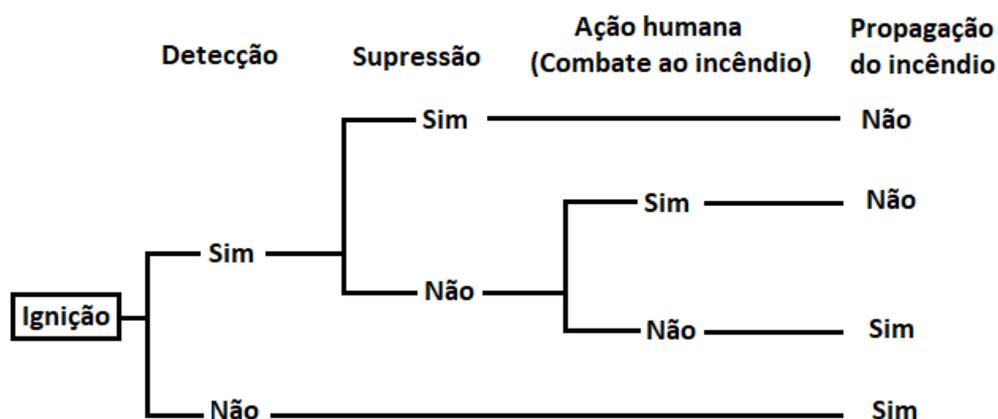


Figura 8: Árvore de eventos para propagação do incêndio.

Tabela 9: Probabilidade de falha dos eventos.

| Evento | Probabilidade |
|--------------------------------|----------------------|
| Erro do operador | 10^{-2} |
| Mal funcionamento do detector | $2,2 \times 10^{-4}$ |
| Não resposta da tripulação | $1,7 \times 10^{-3}$ |
| Falha do sensor de temperatura | $4,0 \times 10^{-2}$ |

Fonte: (AMIN, KHAN, *et al.*, 2018, ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2001, LEE, MCCORMICK, 2011).

A probabilidade de não resposta da tripulação foi calculada considerando os procedimentos encontrados em (HANNAMAN, WORLEDGE, 1988, KUMAMOTO, 2007). Ressalta-se que o tempo para executar uma ação em caso de acidente a bordo de

um submarino nuclear é um fator de extrema importância para minimizar o risco de perdas. Dito isto, sejam:

$$T_{1/2} = (1 + K_1)(1 + K_2)(1 + K_3)\bar{T}_{1/2} \quad (18)$$

onde:

K_1 , K_2 e K_3 são coeficientes relacionados com o nível de stress, habilidade e qualidade de interface;

$\bar{T}_{1/2}$ é o tempo que o operador precisa para detectar um desvio, considerando as condições padrões de experiência estresse e qualidade da interface homem-máquina; e

$T_{1/2}$ é o tempo que o operador leva para identificar o desvio na planta.

A partir do tempo máximo t disponível para realizar a ação humana, se determina o tempo normalizado \hat{t} , mediante a expressão

$$\hat{t} = \frac{t}{T_{1/2}} \quad (19)$$

Finalmente, a probabilidade de não resposta (P) é dada por:

$$P = e^{-\left(\frac{\hat{t}-B}{A}\right)^C} \quad (20)$$

A , B e C são coeficientes correlacionados com o tipo de processo mental, isto é, processo baseado em destreza, regra e conhecimento. Os valores dos coeficientes utilizados são mostrados na Tabela 10.

Tabela 10: Parâmetros utilizados para a probabilidade de não resposta.

| Processo mental | A | B | C |
|--------------------------------|--------------|--|----------|
| Destreza | 0,407 | 0,7 | 1,2 |
| Fatores de desempenho | | | |
| Experiência do operador | K | | |
| Novato | $K_1 = 0,44$ | Treinado com menos de 6 meses de experiência | |
| Nível de stress | K | | |
| Baixo | $K_2 = 0,28$ | Problema com vigilância | |
| Interface | K | | |
| Boa | $K_3 = 0$ | <i>Display</i> com informação integrada | |

Fonte: (KUMAMOTO, 2007).

Para esta aplicação, considerou-se que o tempo médio que o operador leva para realizar a ação em condições padrões é de 25s. Além disso, o tempo máximo para efetuar

uma ação de combate ao incêndio bem como para desligar o reator é de 120s. Logo, utilizando os dados da Tabela 10, temos:

$$\bar{T}_{1/2} = 25s$$

$$T_{1/2} = (1 + 0,44)(1 + 0,28)(1 + 0) \times 25$$

$$T_{1/2} = 46,08s$$

$$\hat{t} = \frac{t}{T_{1/2}} = \frac{120}{46,08} = 2,6$$

$$P = e^{-\left(\frac{\hat{t}-B}{A}\right)^C} = e^{-\left(\frac{2,6-0,7}{0,407}\right)^{1,2}} = 1,7 \times 10^{-3}$$

Esta probabilidade de não resposta, $P = 1,7 \times 10^{-3}$, foi utilizada no nó “Resposta da tripulação” na RB da Figura 9, para analisar a contribuição da ação humana para o risco de perda do submarino, dada a ocorrência de um incêndio. Além disso, considera-se que a tripulação a bordo é inexperiente e que está navegando pela primeira vez em um submarino nuclear.

4.2.3.3 RB / RBD

O Netica é um *software* que pode ser utilizado para encontrar padrões em dados, criar diagramas que codificam conhecimento, analisar situações que envolvem probabilidade, etc. Está disponível no site <https://www.norsys.com/>. Seu uso é adequado para aplicações que envolvem tomada de decisão, modelagem probabilística, análise de confiabilidade, certos tipos de análise estatística, etc. Além disso, utiliza métodos baseados no teorema de Bayes e inferências probabilísticas o que o torna ideal para ser utilizado em projetos, onde há escassez de informação e inferências serão necessárias. Portanto, neste trabalho o Netica será utilizado para construir RB/RBD.

Inicialmente foi construída uma RB, Figura 9, para analisar a probabilidade de o submarino permanecer seguro, nó “Submarino” na RB, devido à ocorrência de um incêndio. As consequências para esses eventos seriam morte dos tripulantes, impactos radiológicos ao ambiente e/ou a perda do submarino. Posteriormente, a mesma análise foi feita com uma RBD considerando a probabilidade de não resposta da tripulação.

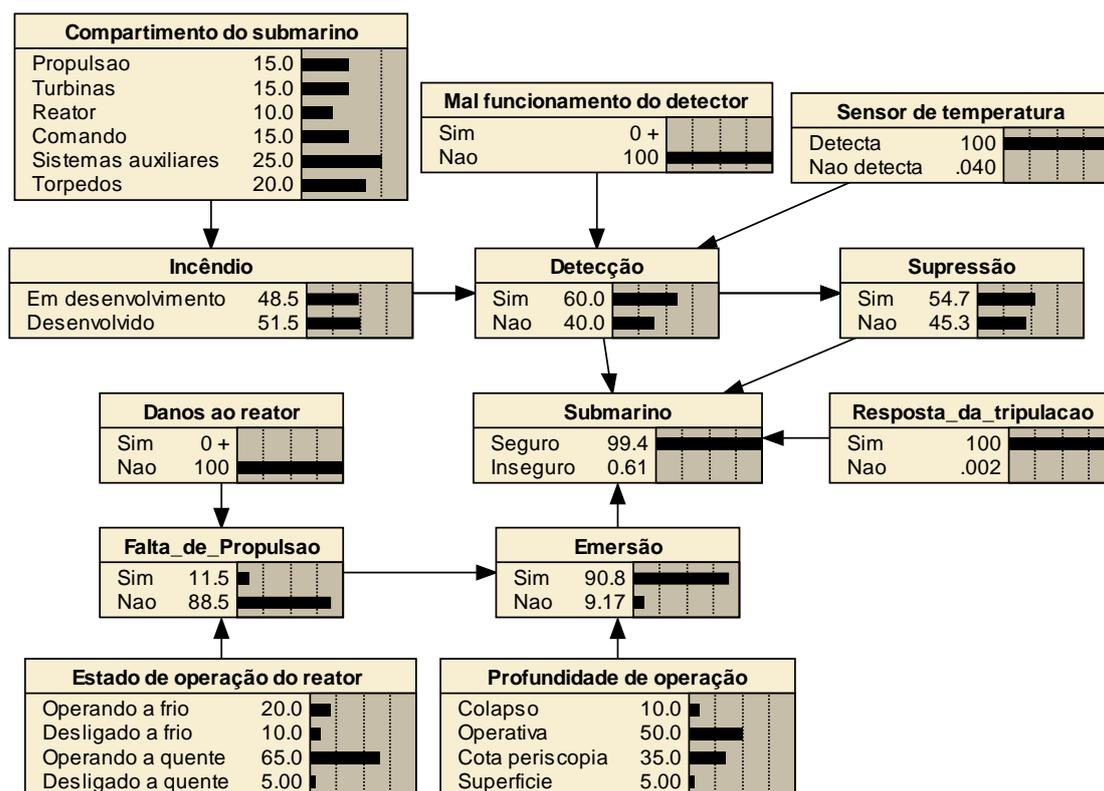


Figura 9: RB para análise de incêndio em um submarino nuclear.

A construção da RB se dá a partir da conexão entre os nós. Neste processo, quando o link de ligação sai de um nó, este é denominado pai, seu receptor é o nó filho. Este conceito tem implicações na construção do modelo a ser analisado, pois dados dois eventos X e Y uma vez que um link sai do nó X para Y indica que X causa Y e ambos estão correlacionados. Desta forma, na Figura 9, o nó Incêndio é pai do nó Detecção.

Construída a RB, são inseridas as probabilidades de cada evento ao nó correspondente e, a partir daí, o *software* Netica (NORSYS, [S.d.]), utilizando o teorema de Bayes, faz inferência probabilística para todas as outras variáveis.

Dessa forma, para analisar as probabilidades de o submarino estar inseguro, dado que ocorreu incêndio a bordo, a partir das condições iniciais mostradas na Figura 9 e considerando apenas os nós pais que têm relação direta com o nó “Submarino” na sequência do incêndio, ou seja, os nós “Detecção”, “Supressão”, e “Resposta da tripulação”, foram obtidos os resultados mostrados na Tabela 11:

Tabela 11: Probabilidade de o submarino estar inseguro.

| P (Detecção = não) | P(Supressão = não) | P(Resposta da tripulação = Não) | P(Submarino = inseguro) |
|--------------------|--------------------|---------------------------------|-------------------------|
| 1 | 1 | 1,7E-05 | 0,02 |

| | | | |
|---|---|---|---------|
| 1 | 1 | 1 | 0,10983 |
|---|---|---|---------|

A RB da Figura 9 foi convertida para uma Rede Bayesiana Dinâmica (RBD) a fim de analisar a probabilidade de uma ação errada da tripulação influenciada pela falta de resposta da tripulação, esta é considerada a variável dinâmica do modelo. Tendo em vista que um submarino nuclear tem a capacidade de ficar imerso durante meses, consideramos que o seu tempo de missão dura 90 dias e, por isso, o nó “Resposta da tripulação” foi estendido para 90 fatias de tempo na RBD. Cada fatia representa uma RB estática para descrever variáveis no intervalo de tempo correspondente, e as ligações temporais entre variáveis em diferentes fatias de tempo representam uma dependência probabilística temporal (MURPHY, 2002, ZHANG, WU, *et al.*, 2018).

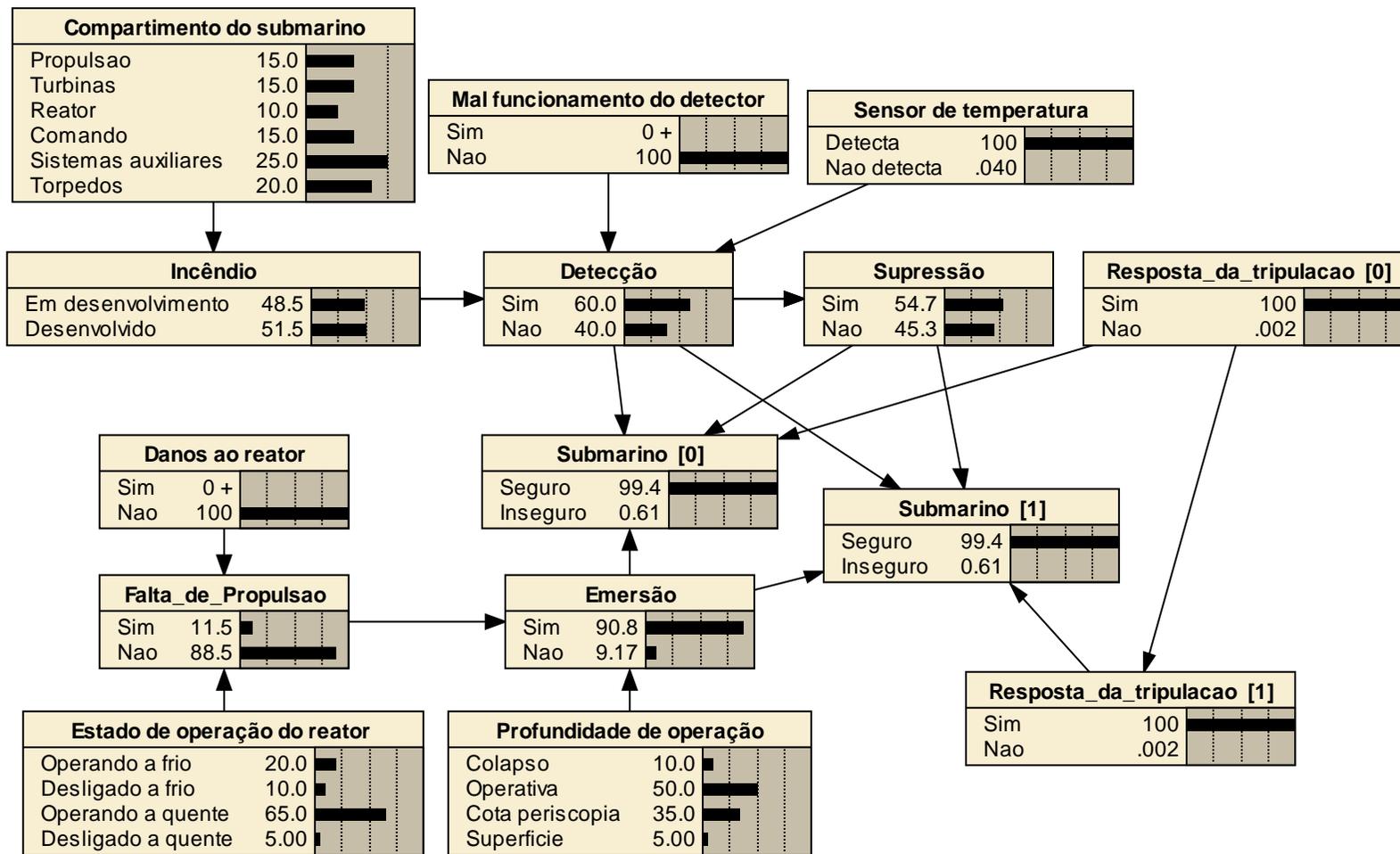


Figura 10: RBD para as fatias de tempo [0] e [1].

4.2.3.4 Análise dos resultados

Construída a RB/RBD os dados gerados no Netica são utilizados como dados de entrada, probabilidade a priori, e analisados no WinBUGS utilizando as distribuições de probabilidade de acordo com a situação analisada. O WinBUGS (SPIEGELHALTER, THOMAS, *et al.*, 2003) é um *software* utilizado para modelos estatísticos complexos usando métodos MCMC, disponível no *site* <https://www.mrc-bsu.cam.ac.uk/software/bugs/>. Esse *software* dispõe das principais distribuições de probabilidade, discretas e contínuas, utilizadas em Análise Probabilística de Risco / Segurança.

Para entender os procedimentos de análise dos resultados obtidos a partir da RB / RBD observe o esquema da Figura 11. Nesta x é a variável observada, pois é um nó sem nenhum filho, seu valor é influenciado pelo nó pai, p , que é o parâmetro de interesse. Observa-se x com n especificado e, usa-se esta informação para inferir possíveis valores para p . No topo da Figura 11, Beta priori, especifica o tipo de distribuição a priori usada para p .

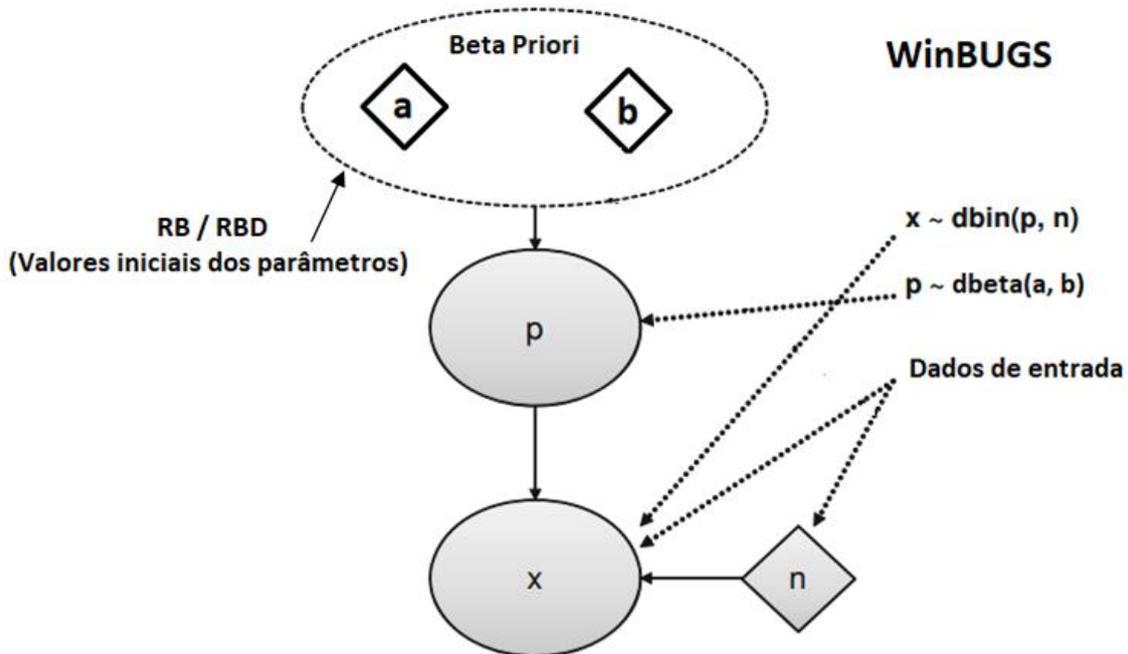


Figura 11: Exemplo da distribuição binária com beta priori no WinBUGS.
Fonte: Adapto de (KELLY, SMITH, 2011).

Os parâmetros da distribuição (a , b) devem ser especificados pelo analista. No caso deste trabalho, foi proposto utilizar os valores iniciais desses parâmetros como sendo as probabilidades obtidas a partir da RB/RBD de acordo com o nó que se pretende analisar.

Para exemplificar, foi utilizado um modelo beta-binomial. Deste modo, suponha uma situação em que foi desenvolvido um novo alarme de incêndio e, inicialmente, será testado em 20 submarinos nucleares e, deseja-se estimar a proporção dos disparos, faz-se:

$n = 20$ alarmes;

$x_i = 1$, se o alarme disparar, caso contrário 0;

$i = 1, \dots, 20$;

x = número total de disparos; e

θ é a proporção dos disparos ($0 \leq \theta \leq 1$).

Seja $P(x | \theta) = \binom{20}{x} \theta^x (1-\theta)^{(20-x)}$, esta distribuição pode ser reescrita como

$P(x|\theta): x \sim \text{Binomial}(n, \theta) \Rightarrow P(x|\theta) : x \sim \text{Binomial}(20, \theta)$.

De forma semelhante $P(\theta): \theta \sim \text{Beta}(a, b)$.

O cálculo da posteriori $P(\theta|x)$ é feito utilizando o teorema de Bayes, assim

$$P(\theta | x) = \frac{P(x | \theta) P(\theta)}{P(x)} = \frac{P(x | \theta) P(\theta)}{\int_0^1 P(x, \theta) d\theta} = \frac{P(x | \theta) P(\theta)}{\int_0^1 P(x | \theta) P(\theta) d\theta}$$

$$\Rightarrow P(\theta | x) \propto \theta^{x+a-1} (1-\theta)^{20-x+b-1}$$

Logo, $\theta|x \sim \text{Beta}(x+a, 20-x+b)$

4.2.3.4.1 Binomial com priori conjugada

Para uma distribuição binomial, sua priori conjugada é uma distribuição beta. Para descrever a distribuição beta a priori dois parâmetros devem ser conhecidos a priori: α e β . O número de falhas em uma distribuição a priori pode ser representado por α , e a soma $\alpha + \beta$ o número de demandas sobre as quais essas falhas ocorrem.

Para os casos de inferência Binomial com priori conjugada quando um determinado conjunto de dados consiste de x falhas em n demandas, a distribuição a posteriori também é uma distribuição beta com os parâmetros α_{pri} e β_{pri} ajustados e determinados conforme equação (21):

$$\alpha_{\text{post}} = \alpha_{\text{pri}} + x$$

$$\beta_{\text{post}} = \beta_{\text{pri}} + n - x$$
(21)

De acordo com a referência (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005), uma distribuição beta pode ser utilizada para análise de confiabilidade humana. Desta forma, faz-se E_i como sendo o número de erros da tripulação a bordo de um submarino nuclear no dia i , modelado como uma variável de resposta binária com probabilidade de falha p_i , dado pela equação (22).

$$E_i \sim \text{Binomial}(p_i, n_i)$$
(22)

onde n é o número de dias a bordo. Neste caso, consideramos 90 dias.

Assumindo que as probabilidades de erro da tripulação são independentes e equivalente a uma distribuição a priori dada pela equação (23).

$$p_i \sim \text{Beta}(1.0, 1.0)$$
(23)

Admitindo que a tripulação erra pelo menos uma vez quando exigida sua ação durante o período considerado e utilizando como probabilidade a priori o valor encontrado para não resposta da tripulação 0,0017 e 0,01 (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2001). Logo, o modelo e os dados de entrada utilizados no WinBUGS foram:

```

model
{
  for( i in 1 : N ) {
    p[i] ~ dbeta(1.0, 1.0)
    E[i] ~ dbin(p[i], n[i])
  }
}

```

Na Figura 12, são mostrados os valores da probabilidade, p , em cada iteração para essa simulação. Inicialmente, foram feitas 1000 iterações no período de aquecimento (*burn in*), estes valores foram descartados e, em seguida, foram feitas 100.000 de iterações a fim de obter valores mais precisos.

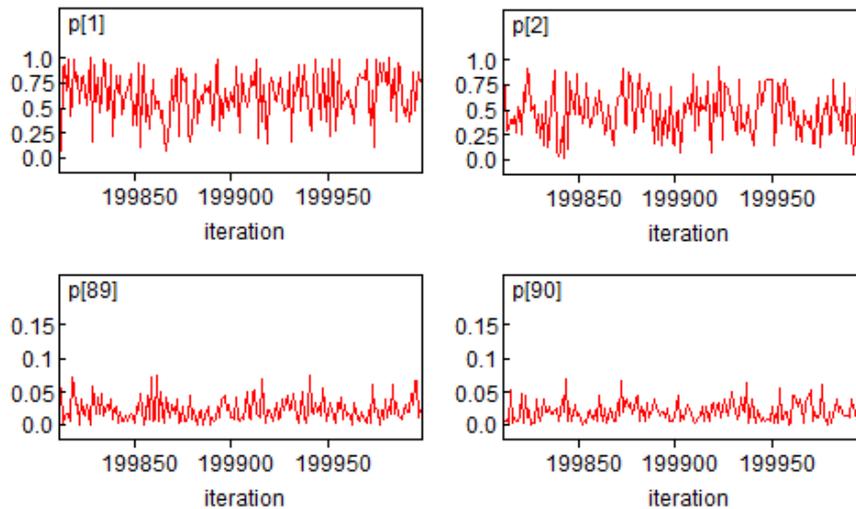


Figura 12: p x iteração.

Os valores da probabilidade a posteriori, p , em cada iteração foram gerados utilizando a opção *trace* no WinBUGS.

Além dos valores de p em cada iteração também são mostrados os gráficos das densidades de Kernel (SNL, NRC, 2003, SPIEGELHALTER, THOMAS, *et al.*, 2003) na Figura 13 e também os resultados da distribuição a posteriori na Tabela 12. Ressalta-se que foram gerados 90 gráficos tanto para iteração quanto para as densidades, contudo, por simplicidade estão sendo mostrados apenas quatro de cada processo, os dois primeiros e os dois últimos.

A função *Density* no WinBUGS retorna à densidade de Kernel de cada uma das variáveis monitoradas e gera os gráficos com base nas amostras simuladas, conforme mostrado na Figura 13.

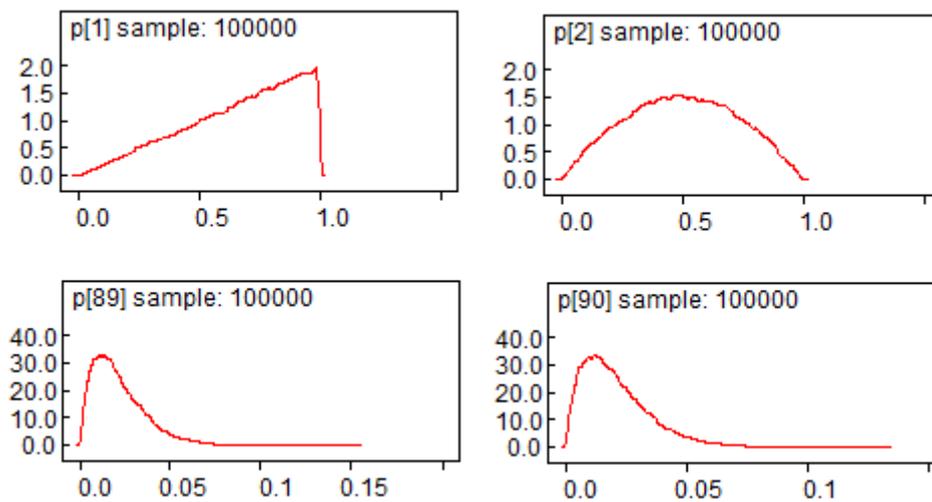


Figura 13: Densidade de Kernel.

Por fim, os resultados da distribuição a posteriori são mostrados na Tabela 12. De forma, análoga as situações anteriores nessa tabela são mostradas apenas quatro dos 90 resultados. Note que o valor médio encontrado para a probabilidade de erro humano $p[90] = 0,02174$ após 90 dias não é aceitável se comparado com outros valores da literatura que adotam $p = 10^{-2}$ (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2001).

Tabela 12: Probabilidade a posteriori da ação errada da tripulação.

| p | mean | sd | MC error | 2.5% | median | 97.5% |
|----------|-------------|-----------|-----------------|-------------|---------------|--------------|
| p[1] | 0,6682 | 0,2355 | 6,952E-4 | 0,158 | 0,7098 | 0,9877 |
| p[2] | 0,5001 | 0,2231 | 6,957E-4 | 0,09319 | 0,4997 | 0,9058 |
| p[89] | 0,02208 | 0,01535 | 4,801E-5 | 0,002684 | 0,01862 | 0,06076 |
| p[90] | 0,02174 | 0,01512 | 4,665E-5 | 0,00268 | 0,01839 | 0,05976 |

4.2.4 Fase 1 – Considerações finais

Os dados e resultados mostrados aqui permitiram estabelecer um contexto geral para a avaliação da contribuição do erro humano ao risco de perda de um submarino nuclear devido a um incêndio. A partir deste ponto para dar prosseguimento à Fase 1, faz-se necessário estudar um compartimento em específico e adaptar a RB, Figura 9, de acordo com as necessidades que surgirem, bem como a inserção de novos nós e probabilidades dos eventos.

Embora, inicialmente, seja considerado o incêndio como objeto de estudo, as ferramentas utilizadas na Fase 1 permitem monitorar qualquer nó de uma RB/RBD e o

cenário construído pode ser estendido para outros eventos, de acordo com a necessidade do especialista e complexidade do sistema a ser analisado.

A partir dos procedimentos e resultados mostrados nesta seção pode ser verificado que pelo uso combinado das ferramentas, Netica e WinBUGS, é possível inferir e analisar parâmetros referente a uma grandeza desconhecida em projetos inovadores nos quais há escassez de informação, como é o caso de submarinos nucleares. Neste contexto, a metodologia proposta combinará informações genéricas de várias fontes para gerar estimativas dos parâmetros quando necessário.

Vale mencionar que o pior caso na ocorrência de um incêndio a bordo de um submarino nuclear é aquele no qual as ações mitigatórias não serão capazes de evitar danos ao núcleo do reator ocasionando exposição dos tripulantes à radiação, liberação de material radioativo para o ambiente, morte dos tripulantes ou a perda do meio naval. Estes fatores foram considerados na construção da RB e, portanto, o estado seguro do submarino é aquele na qual esses eventos não ocorrem, além do submarino ter a capacidade de ir à superfície.

Assim, o modelo proposto na Fase 1 visa avaliar o risco de incêndio, reconhecendo a incerteza de dados e resultados, e onde aplicável estimar dados mais representativos dos parâmetros que contribuem para o risco de perda do submarino nuclear.

4.3 Fase 2

Na Fase 2, introduziu-se uma equação capaz de criar uma tabela de probabilidade condicional para identificar as combinações de PSFs que favorecem a chance de erro humano. A equação proposta poderia ser usada para obter as estimativas de especialistas sobre o impacto de diferentes PSFs nas chances de erro. As principais ferramentas empregadas na Fase 2 foram o método SPAR-H e as RBs.

Nesta Fase, chance de erro (CE) é definida com um indicador das combinações de níveis dos PSFs que podem levar ao erro humano. Três estudos de caso são realizados para mostrar a aplicação da metodologia proposta. O estudo de caso 1 é feito com base na combinação entre RBs e SPAR-H. Na sequência, no estudo de caso 2, a aplicação é feita considerando o modelo SPAR-H modificado. Por fim, no estudo de caso 3, a abordagem considera a opinião de especialistas.

4.3.1 Fase 2 – Desenvolvimento da metodologia

Em uma RB, quando todos os nós pais e filhos são conectados uma TPC se torna disponível. O Netica (NORSYS, [S.d.]) permite a modelagem de eventos tanto determinísticos quanto probabilísticos.

Na Fase 2, cada um dos oito PSFs do método SPAR-H (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005) é empregado para aplicação da equação proposta ao modelo que combina RBs e o método SPAR-H (GROTH, SWILER, 2013). Assim, os oito PSFs do método SPAR-H são utilizados como nós pais na RB e o nó filho, gerador da TPC, representa as chances de erro, CE.

Para construir a TPC a partir de uma equação, cada estado dos nós pais requerem um valor atribuído. Esta informação pode ser definida baseada na disponibilidade de dados, opinião de especialistas, e outras fontes relevantes. Portanto, baseado no modelo que combina RBs e o método SPAR-H, é proposta uma nova expressão matemática, Eq.(24), para identificar combinações dos PSFs que favorecem as CE.

$$CE = \frac{\sum_1^n PSF_{W_i}}{\sum_1^n W_{max}} \quad (24)$$

Onde:

CE representa as chances de erro para uma dada combinação de níveis dos PSFs;

W_i é o peso atribuído ao nível i do PSF_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$);

W_{max} é a soma dos maiores pesos atribuídos aos níveis dos PSF_i ; e

n é a quantidade de PSFs.

De modo a normalizar a Eq.(24), isto é, evitar que a chance de erro exceda 1, divide-se a soma dos pesos atribuídos para cada nível pela soma dos maiores pesos estabelecidos para cada estado dos nós pais.

São atribuídas quatro categorias às CE: A, B, C e D. Estas são classificadas de acordo com os intervalos mostrados na Tabela 13.

Tabela 13: Chances de erro.

| Categoria | Intervalo | Classificação |
|-----------|----------------------|---------------|
| A | $0 < CE \leq 0,25$ | Muito baixa |
| B | $0,25 < CE \leq 0,5$ | Baixa |
| C | $0,5 < CE \leq 0,75$ | Moderada |

As categorias de CE são classificadas em:

- I. Muito baixa – CE é improvável;
- II. Baixa – CE é possível;
- III. Moderada – CE é provável; e
- IV. Alta – CE é quase certo.

As categorias A e B são consideradas desejáveis. Em contrapartida, a categoria D é o pior caso e deve ser evitada. A categoria C é intermediária e pode evoluir à D.

Os PSFs do método SPAR-H podem ser representados em uma RB (GROTH, SWILER, 2013). Assim, a equação proposta, Eq.(24), é avaliada usando informações sobre cada um desses PSFs. Uma visão geral de como os oito PSFs se relacionam com a equação (24) é mostrada na Figura 14..

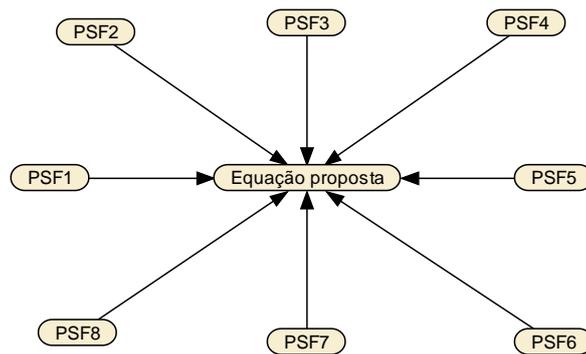


Figura 14: Relação dos oito PSFs e a equação proposta.

O uso da Eq.(24) pode ser compreendida a partir de um exemplo simples utilizando apenas dois PSFs. Por exemplo, considere apenas os PSFs com dados hipotéticos apresentados na Tabela 14.

Tabela 14: Dados hipotéticos.

| PSF | Nível do PSF | Peso (W_i) |
|------------------|----------------|----------------|
| Tempo disponível | Inadequado | 5 |
| | Pouco adequado | 3 |
| Treinamento | Baixo | 2 |
| | Nominal | 1 |

Para este caso, a Eq.(24) pode ser reescrita como

$$CE = \frac{\sum_1^2 PSFw_i}{\sum_1^2 W_{max}} = \frac{\sum_1^2 PSFw_i}{2 + 5} = \frac{\sum_1^2 PSFw_i}{7}$$

Assim, as configurações possíveis são mostradas na Tabela 15. É notável que se o tempo para desempenhar uma ação sob certas circunstâncias for inadequado e o operador não for treinado, as chances de erro tendem a ser altas.

Tabela 15: Combinação dos PSFs.

| Tempo disponível | W_i | Treinamento | W_i | CE | Categoria |
|-------------------------|-------------------------|--------------------|-------------------------|--------------|------------------|
| Inadequado | 5 | Baixo | 2 | $7/7 = 1$ | D |
| Inadequado | 5 | Nominal | 1 | $6/7 = 0,86$ | D |
| Pouco adequado | 3 | Baixo | 2 | $5/7 = 0,71$ | C |
| Pouco adequado | 3 | Nominal | 1 | $4/7 = 0,57$ | C |

Na Tabela 15, a categoria foi atribuída em consequência do intervalo em que a CE é encontrada, em conformidade com o estabelecido na Tabela 13. É importante mencionar que, na Fase 2, os multiplicadores do método SPAR-H, Tabela 4, foram utilizados como pesos para cada nível dos PSFs e representados por W_i .

Com base nas informações descritas, três situações distintas foram usadas como estudo de caso para aplicação da metodologia proposta na Fase 2. Inicialmente, foi construída uma RB com cada um dos oito PSFs do método SPAR-H para analisar os resultados gerados a partir da aplicação da Eq.(24). Em seguida, foram utilizados os dados do método SPAR-H modificado (LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021). E, por fim, um nó pai denominado “Baixo desempenho” foi incluído na RB em substituição ao nó “Aptidão para o dever” do método que combina RBs e o SPAR-H. Esses cenários serão discutidos a seguir.

4.3.1.1 Estudo de caso 1

No método SPAR-H, as influências dos PSFs podem ser tratadas de maneira independente dos outros para estimar a PEH, permitindo que analistas possam avaliar cada PSF separadamente. No estudo de caso 1, a CE é analisada ao invés da PEH. Dessa forma, cada nível de um determinado PSF é associado a um peso, ao invés de um multiplicador como é feito no método SPAR-H.

Para estimar CE a partir do uso da Eq.(24), pesos devem ser atribuídos, como dito anteriormente. Depois disso, construída a RB, todos os nós pais e apenas um nó filho são especificados, estabelecendo uma relação entre todos os nós na configuração. Cada nó pai, ou seja, PSF tem mais de um nível para representar suas probabilidades ou frequências correspondentes.

De acordo com a Eq.(24), cada um dos pesos atribuídos para cada nível dos PSFs impacta diretamente nas CEs. Vale observar que os pesos adotados nesse estudo de caso são equivalentes aos multiplicadores do método SPAR-H. Além disso, é importante destacar que estamos considerando independência entre os PSFs, embora a equação proposta possa ser utilizada para os casos em que seja considerada a dependência entre eles. Nessa situação, de forma análoga ao presente estudo de caso, apenas os pesos atribuídos aos nós pais ligados diretamente ao nó filho impactarão nos resultados das CEs. A RB, denominada RB1, para estimar as CEs utilizando os oito PSFs do método SPAR-H pode ser visualizada na Figura 15.

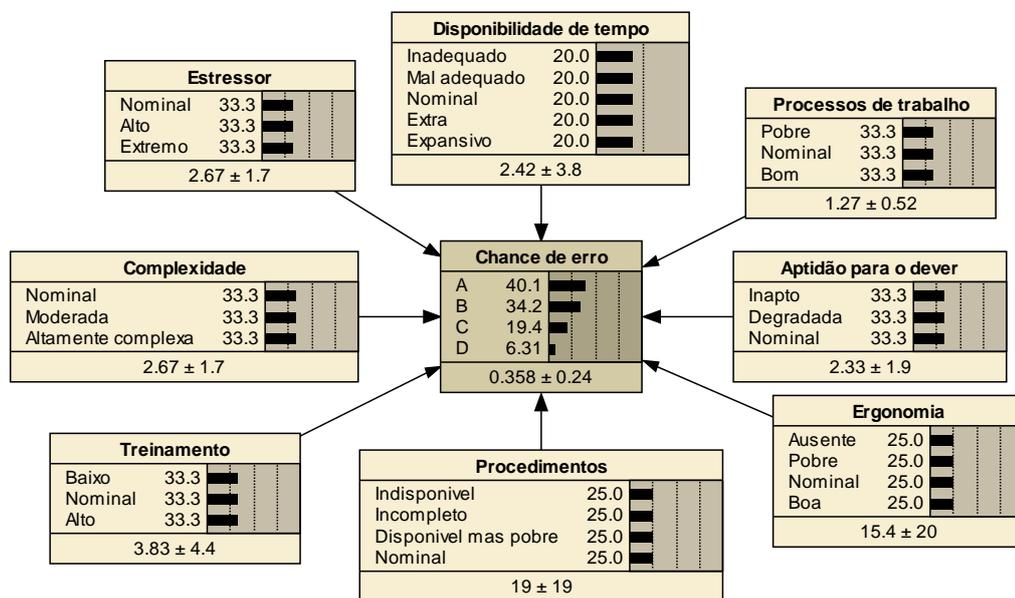


Figura 15: RB1 para estimar CE.

Em consequência do uso da Eq.(24), o nó “Chance de erro” é determinístico. Na Figura 15, a média e o desvio padrão dos pesos atribuídos a cada nível dos PSFs são representados pelo símbolo “±” (FRANK, 2015, NORSYS, [S.d.]).

A TPC do nó filho, “Chance de erro”, foi gerada a partir da aplicação direta da Eq.(24) e representa todas as combinações dos oito PSFs e seus pesos diretamente conectados a ele. Cada combinação dos níveis dos PSFs contribui para uma categoria específica das CEs.

No total foram geradas 19.440 combinações para a configuração representada pela Figura 15. Os resultados são mostrados na Tabela 16.

Tabela 16: Dados gerados.

| Número de combinações | Intervalo | Categoria |
|-----------------------|----------------------|-----------|
| 7.754 | $0 < CE \leq 0,25$ | A |
| 6.255 | $0,25 < CE \leq 0,5$ | B |
| 4.203 | $0,5 < CE \leq 0,75$ | C |
| 1.228 | $0,75 < CE \leq 1$ | D |

A RB, Figura 15, foi atualizada usando o teorema de Bayes (FRANK, 2015, JENSEN, NIELSEN, 2007) para identificar quais PSFs mais influenciam para que as CEs sejam classificadas como categoria D. Constatou-se que os PSFs que aumentam as CEs para esse caso são: procedimentos não disponíveis e ausência de ergonomia.

Vale ressaltar que para os três estudos de caso, na Fase 2, foram avaliados apenas o pior caso, ou seja, a combinação que mais favorece uma CE categoria D.

4.3.1.2 Estudo de caso 2

Neste caso, o estudo está baseado no método SPAR-H modificado. Os novos PSFs e níveis propostos (LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021), bem como seus pesos estão listados na Tabela 17.

Tabela 17: PSFs modificados.

| PSF | Nível do PSF | W_i | |
|------------------------|-------------------|------------|-----|
| Complexidade da tarefa | Tarefa primária | Alta | 5 |
| | Tarefa secundária | Moderada | 2 |
| | | Nominal | 1 |
| Procedimento | Tarefa secundária | Alta | 1,2 |
| | | Moderada | 1,1 |
| | Nominal | 1 | |
| Treinamento | Tarefa secundária | Orientado | 0,5 |
| | | Baixo | 3,3 |
| | | Ameaçador | 25 |
| Estresse | Tarefa secundária | Muito alto | 17 |
| | | Alto | 5 |
| | | Moderado | 2 |
| Clima de segurança | Tarefa secundária | Nominal | 1 |
| | | Pobre | 2 |
| | | Boa | 1,6 |
| Fadiga | Tarefa secundária | Alta | 5 |
| | | Média | 2 |
| | | Nominal | 1 |

Fonte: Adaptado de (LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021).

Comparando os dados de entrada com o método SPAR-H (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021), verifica-se que alguns PSFs e seus níveis são iguais. Dessa forma, estão listados na Tabela 17 apenas aqueles PSFs modificados (LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021), que são: “Tarefa”, “Clima de segurança”, e “Fadiga”. Estes substituíram os nós pais “Complexidade”, “Processo de trabalho” e “Aptidão para o dever” na Figura 15. Uma RB com estas alterações, denominada RB2, foi criada a partir da RB1 para essa configuração com características estruturais semelhantes a RB1, que não serão detalhas.

Nessa configuração, foi gerada uma TPC com 81.000 combinações possíveis, das quais 80 são classificadas como categoria D. Seguindo os mesmos passos do estudo de caso 1, foi identificada a combinação dos PSFs que mais influencia a CE:

- Estresse – ameaçador;
- Tarefa primária – altamente complexa;
- Treinamento – baixo;
- Procedimentos – não disponível;
- Ergonomia – ausente;
- Fadiga – alta;
- Clima de segurança – pobre; e
- Tempo – mal adequado.

4.3.1.3 Estudo de caso 3

No terceiro caso, substitui-se o nó pai “Aptidão para o dever”, Figura 15, por “Baixo desempenho” que possui os seguintes níveis: “Fadiga”, “Treinamento”, “Estresse” e “Sono”. É importante mencionar que para este caso os dados de entrada do nó pai são derivados da opinião de especialistas (ALBUQUERQUE, SALDANHA, *et al.*, 2020). Semelhantemente ao caso anterior, foi criada a RB3.

De forma análoga aos estudos de caso 1 e 2, foi gerada uma TPC com um total de 25.920 combinações de níveis dos PSFs, dos quais 1.636 são categoria D. Nessa configuração, os PSFs que mais contribuem para as CEs, são: procedimentos não disponíveis e ergonomia ausente.

4.3.1.4 Discussões

Os resultados demonstraram que a equação (24) poderia ser utilizada para identificar combinações de PSFs que mais influenciam CEs. Assim, especialistas poderiam priorizar os PSFs de acordo com seu grau de importância para o desempenho das atividades.

A Figura 16 mostra os dados obtidos para os três estudos de caso, onde o eixo das abscissas indica a categoria da CE para cada RB e o eixo das ordenadas indica a quantidade de combinações. Note que RB2 e RB3 representam as RBs construídas a partir da RB1, Figura 15.

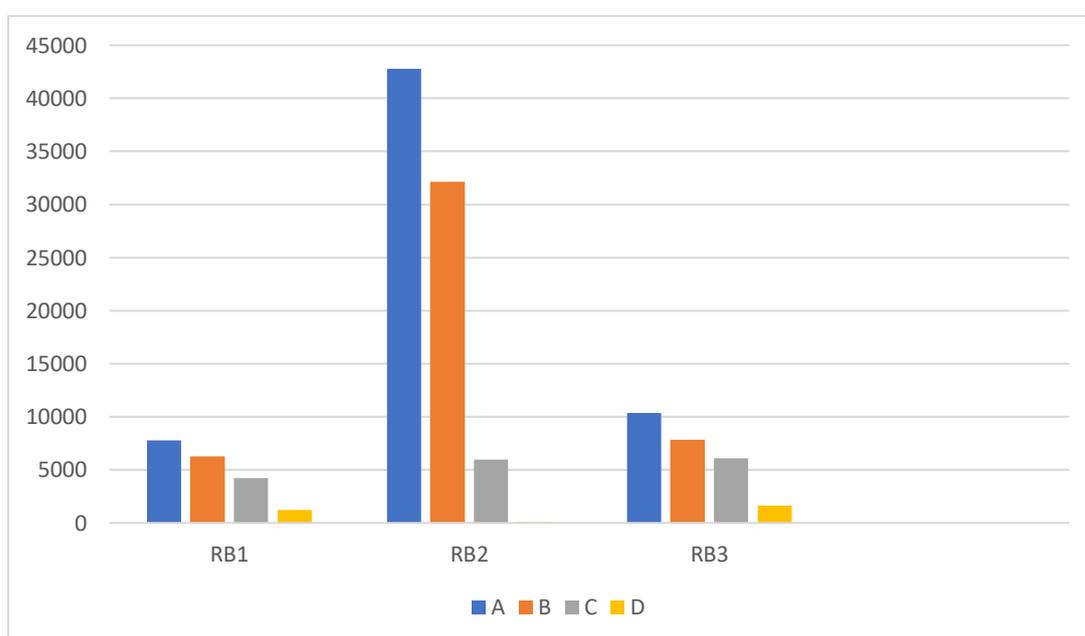


Figura 16: Comparação dos resultados.

Baseado nos dados mostrados na Figura 16, verifica-se que combinações de níveis dos PSFs com categoria D possuem o menor número para os três casos analisados, entretanto, devem ser evitados. Dessa forma, esforços consideráveis devem ser devotados a identificar combinações críticas de níveis dos PSFs que mais favorecem CEs categoria D. Essas combinações devem ser objetos de tomada de decisão. A atualização bayesiana pode ser utilizada para avaliar novas evidências (FRANK, 2015, GROTH, SWILER, 2013, JENSEN, NIELSEN, 2007, MKRTCHYAN, PODOFILLINI, *et al.*, 2015). Nesse sentido, as RB1, RB2 e RB3 foram atualizadas apenas para avaliar o pior caso, isto é, o cenário que conduz CE à categoria D. Vale destacar, que nos três estudos de caso todas as combinações possíveis dos níveis dos PSFs foram identificadas e dispostas em TPC. Para exemplificar, na Tabela 18 estão listadas algumas dessas combinações.

Note que na Tabela 18, a fim de simplificar, foram utilizadas as seguintes abreviações: Disponibilidade de tempo = Dt; Estressores = Et; Complexidade = Cp; Treinamento = Tr; Procedimento = Pr; Ergonomia = Er; Aptidão para o dever = Ad; e Processos de trabalho = Pt. Além disso, devido à quantidade de combinações geradas nos três estudos de caso discutidos na Fase 2, é apresentada apenas a TPC resumida da RB1.

Nas três situações analisadas, verifica-se que o número de combinações classificadas como categoria D é menor que A, B e C. Entretanto, isso não significa que deva ser desconsiderado, pelo contrário, são combinações que devem ser evitadas e medidas para levá-las a uma categoria aceitável, isto é, A ou B, devem ser tomadas. Vale ressaltar que a superioridade numérica dos dados apresentados para a RB2, Figura 16, se deve às modificações propostas ao método SPAR-H (LIU, ZOU, WANG, ZHANG, QING, *et al.*, 2021).

Apesar dos multiplicadores do método SPAR-H terem sido utilizados como pesos para aplicação da Eq.(24), é recomendável ajustar esses pesos para condições específicas em que o comportamento humano será avaliado. Isso pode ser feito com base na opinião de especialistas. Além do mais, o propósito de analisar TPC é identificar e priorizar cada combinação de níveis dos PSFs que conduzem as CE à categoria D. Essa análise pode ser desenvolvida para qualquer combinação de níveis dos PSFs.

Embora a aplicação proposta na Fase 2 seja simples, os benefícios ganhos pela aplicação da Eq.(24) e a TPC gerada, incluem:

- I. Ajudar os especialistas a identificar as principais combinações de níveis dos PSFs que mais contribuem para CE altas; e
- II. Fornecem subsídios para auxiliar a tomada de decisão.

Ressalta-se que o método SPAR-H se baseia na PEH para determinadas tarefas. Em contrapartida, não apresenta uma abordagem determinística para estimar a influência de cada um dos PSFs às chances de erro. Em consequência disso, a metodologia proposta na Fase 2 pode permitir análise da contribuição conjunta de vários níveis dos PSFs às CE. Como resultado, especialistas estarão aptos a propor medidas para minimizar CE.

Tabela 18: TPC com níveis de PSFs combinados.

| Dt | Et | Cp | Tr | Pr | Er | Ad | Pd | CE | Categoria |
|------------|-----------|-----------|-----------|--------------|-----------|-------------------|-----------|-----------|------------------|
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Indisponível | Ausente | Inapto | Pobre | 0,847 | D |
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Indisponível | Ausente | Inapto | Nominal | 0,839 | D |
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Indisponível | Ausente | Inapto | Bom | 0,837 | D |
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Indisponível | Ausente | Aptidão degradada | Pobre | 0,875 | D |
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Indisponível | Ausente | Aptidão degradada | Nominal | 0,868 | D |
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Incomplete | Ausente | Inapto | Pobre | 0,627 | C |
| Inadequado | Nominal | Nominal | Baixo | Incomplete | Ausente | Inapto | Nominal | 0,62 | C |
| Extra | Alto | Nominal | Baixo | Indisponível | Boa | Aptidão degradada | Pobre | 0,515 | C |
| Extra | Alto | Nominal | Baixo | Indisponível | Boa | Aptidão degradada | Nominal | 0,508 | C |
| Extra | Alto | Nominal | Baixo | Indisponível | Boa | Aptidão degradada | Bom | 0,506 | C |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Ausente | Aptidão degradada | Nominal | 0,492 | B |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Ausente | Aptidão degradada | Bom | 0,491 | B |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Ausente | Nominal | Pobre | 0,47 | B |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Ausente | Nominal | Nominal | 0,463 | B |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Ausente | Nominal | Bom | 0,462 | B |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Boa | Aptidão degradada | Nominal | 0,131 | A |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Boa | Aptidão degradada | Bom | 0,13 | A |
| Expansivo | Extremo | Alta | Alto | Nominal | Boa | Nominal | Pobre | 0,109 | A |
| Extra | Alto | Alta | Nominal | Nominal | Nominal | Nominal | Bom | 0,08 | A |
| Extra | Alto | Alta | Nominal | Nominal | Boa | Nominal | Pobre | 0,09 | A |

Na Fase 2, foi proposta uma nova equação para o modelo que combina RBs e o método SPAR-H e três estudos de caso foram realizados como aplicação.

Para identificar a combinação dos níveis de PSFs é essencial compreender como eles podem influenciar as CE. Conseqüentemente, soluções de precaução podem ser fornecidas por especialistas para reduzir as chances de erro, caso as classificações dos eventos descritos na TPC excedam o intervalo desejável.

Vale a pena mencionar que, na Fase 2, assumiu-se o intervalo desejável como CE menor ou igual a 0,5. Entretanto, para fins práticos, sugere-se que essa classificação seja igual à recomendada por especialistas envolvidos na pesquisa de ACH. A Fase 2 permitiu avaliar o impacto dos PSFs na chance de erro de forma semi-quantitativa, mas apresentou limitações quantitativas porque não se correspondia adequadamente com os valores de PEH em todos os cenários. Isso levou ao desenvolvimento da metodologia final descrita no item 4.4, aprimorada mediante a introdução das medidas de importância da APS.

4.4 Desenvolvimento da metodologia final

Diferentemente de como o modelo SPAR-H combinado com RBs tem sido utilizado na literatura e das Fase 1 e Fase 2, descritas anteriormente, a metodologia desenvolvida quantifica a PEH e hierarquiza os PSFs, a partir da avaliação de medidas de importância, de acordo com sua contribuição para o erro humano.

Assim, nesta seção será abordada a metodologia final (ALBUQUERQUE, OLIVA, *et al.*, 2022) e, na seção seguinte, um estudo de caso será apresentado para mostrar sua relevância. Para esta finalidade, desde já, enfatiza-se a introdução das equações (25) – (27) ao modelo.

4.4.1 Categorias para PEH

Vale mencionar que, o processo de avaliação da PEH é conduzido pela aplicação da equação (1) mediante a utilização de um fator de ajuste que modifica a PEHN. No caso de mais de dois PSF negativos este ajuste, derivado dos níveis de PSFs existentes, passa a ser quantificado pela equação (2). Alguns cenários descrevem condições desfavoráveis em que uma combinação entre alguns níveis de PSF faz com que a PEH exceda a PEHN. Outras combinações podem resultar em condições favoráveis, isto é, nas quais a PEH é menor que PEHN.

Neste trabalho, os valores das PEH resultantes da avaliação de uma RB são classificados em quatro categorias, de acordo com os dados apresentados na Tabela 19.

Tabela 19: Categorias para a PEH (PEH_c).

| j | Categoria (C_j) | Intervalo | Classificação |
|----------|-------------------------------------|--------------------------------|----------------------|
| 1 | A | $PEH < 0,01PEHN$ | Baixa |
| 2 | B | $0,01 PEHN \leq PEH \leq PEHN$ | Moderada |
| 3 | C | $PEHN < PEH \leq 10 PEHN$ | Alta |
| 4 | D | $PEH > 10 PEHN$ | Muito alta |

Essas categorias permitem diferenciar cenários com valores de PEH acima e abaixo da PHEN. Elas foram desenvolvidas para uso na análise de importância dos níveis dos PSFs que serão discutidos nas próximas seções.

4.4.2 Rede bayesiana para aplicação

Inicialmente, antes da aplicação ao estudo de caso, foi criada uma RB na qual as distribuições de probabilidade são equiprováveis. Essa RB é fundamental para a compreensão do desenvolvimento da metodologia. Além disso, é importante lembrar que os oito PSFs do método SPAR-H podem ser considerados de forma independente (ABRISHAMI, KHAKZAD, HOSSEINI, 2020, GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, GROTH, SWILER, 2013), isto é, não há nenhuma relação causal entre eles. Consequentemente, em uma RB, os únicos dados de entrada necessários são informações sobre as probabilidades dos níveis desses PSFs.

A Figura 17 é utilizada para exemplificar um caso básico em que na ausência de opiniões de especialistas todos os níveis dos PSFs são igualmente prováveis, conforme pode ser visto na coluna “Prob” da RB. A TPC (BLUNDON, 2019) que estabelece a relação de probabilidade entre os nós pais e filhos da RB são especificados pelas equações (25) – (27) em conjunto com as equações (1) e (2) para avaliação da PEH, representada pelo nó filho. Esse conjunto de equações assegura a correspondência entre cálculos da RB e o método SPAR-H.

$$P(PSF_i) = p_i^j \text{ para } PSF_i = PSF_i^j; i = 1, 2, \dots, 8; j = 1, 2, \dots, N_i \quad (25)$$

$$P(PEH_c) = p_c^j \text{ para } PEH_c = C_j; j = 1, \dots, 4 \quad (26)$$

$$p_c^j = \prod_{i=1}^8 \sum_{s_i=1}^{N_i} p_i^{s_i} \left\{ \begin{array}{l} \text{para combinações de níveis dos PSF } \{s_i | i = 1, 2, \dots, 8\} \\ \text{resultando em } C_j. \end{array} \right. \quad (27)$$

onde:

PSF_i é uma variável que representa o fator de desempenho humano i ($i = 1, 2, \dots, 8$);

PSF_i^j representa o nível j do PSF_i ($j = 1, 2, \dots, N_i$);

N_i é o número de níveis do PSF_i ;

p_i^j é a probabilidade do nível j do PSF_i ;

s_i é um índice de soma que representa cada nível possível do PSF_i ($s_i = 1, 2, \dots, N_i$);

PEH_c é a variável que representa a categoria da PEH;

C_j é o valor da categoria da PEH: A, B, C ou D ($j = 1, 2, 3, 4$); e

p_c^j é a probabilidade da categoria C_j ($j = 1, 2, 3, 4$) da PEH.

Na equação (25), $P(PSF_i)$ é a função de probabilidade para a variável aleatória discreta PSF_i do nó pai. A variável PSF_i pode assumir N_i valores, que são os níveis dos PSFs ($PSF_i^j; j = 1, 2, \dots, N_i$), com probabilidades p_i^j ($j = 1, 2, \dots, N_i$), que podem ser obtidas a partir de opiniões de especialistas, revisão da literatura ou qualquer outra fonte.

A equação (26) representa a função de probabilidade para a variável discreta aleatória PEH_c do nó filho, que pode assumir quatro valores: C_j ($j = 1, 2, 3, 4$). Esses valores representam as quatro categorias (A, B, C ou D) para a PEH, listadas na Tabela 19.

Usando a equação (27), a probabilidade de cada categoria p_c^j é calculada em função da probabilidade $p_i^{s_i}$ dos níveis de PSFs presentes na combinação que levam a C_j . A equação (27) foi utilizada para avaliar 19.440 termos, que representam todas as combinações de níveis possíveis para os PSFs do método SPAR-H. Cada termo é o produto de oito probabilidades, uma para cada nível dos PSFs do método SPAR-H. Apenas os termos que levam a categoria C_j ($j = 1, 2, 3, 4$) específica foram computados em p_c^j . As combinações de PSF resultando na categoria C_j da PEH foram estabelecidas pela avaliação das equações (1) e (2) considerando os multiplicadores $M_i^{s_i}$ dos níveis presentes na combinação.

O processo de avaliação da RB calcula os valores numéricos da variável aleatória contínua PEH conforme definido pelas equações (1) e (2) para combinações de níveis de PSF. A contribuição de cada termo na equação (27) é distribuída entre as quatro categorias para a PEH de acordo com os critérios de classificação apresentados na Tabela 19. O valor médio, \overline{PEH} , da PEH também é calculado considerando a probabilidade de erro humano, PEH_k , de cada combinação entre níveis dos PSFs e suas probabilidades $P(PSFC_k)$, como indicado pelas equações (28) e (29).

$$\overline{PEH} = \sum_{k=1}^{19440} PEH_k P(PSFC_k) \quad (28)$$

$$P(PSFC_k) = \prod_{i=1}^8 p_i^{l_{i,k}}; l_{i,k} = 1, 2, \dots, N_i \quad (29)$$

onde:

\overline{PEH} representa o valor médio da PEH;

PEH_k é o valor da PEH correspondente a combinação k dos níveis dos PSF;

$PSFC_k$ representa a combinação k de níveis dos PSF;

$l_{i,k}$ é o nível do PSF_i presente na combinação k dos níveis dos PSF; e

$p_i^{l_{i,k}}$ é a probabilidade do nível $l_{i,k}$ do PSF_i.

Cada combinação entre níveis dos $PSFC_k$ ($k = 1, 2, \dots, 19440$) pode ser calculada usando as equações (1) e (2) para avaliar PEH_k . A probabilidade da combinação $P(PSFC_k)$ é calculada usando a equação (29).

A Tabela 20 mostra o resultado global para a RB ilustrada na Figura 17, em que $PEHN = 10^{-2}$ foi utilizado como dado de entrada. O nó filho da RB mostra a distribuição de probabilidade para as categorias A, B, C e D da PEH e também o valor médio, 0,773 e desvio padrão, $\sigma = 0,3598$, da categoria D.

Tabela 20: Resultados para o exemplo da RB com distribuição de probabilidade uniforme.

| Quantidade de combinações | Probabilidade | Intervalo da PEH | Categoria da PEH |
|---------------------------|-----------------------|---------------------------------|------------------|
| 17 | $8,74 \times 10^{-4}$ | $PEH < 10^{-4}$ | A |
| 921 | $5,05 \times 10^{-2}$ | $10^{-4} \leq PEH \leq 10^{-2}$ | B |
| 2107 | $7,78 \times 10^{-2}$ | $10^{-2} < PEH \leq 10^{-1}$ | C |

O processo de avaliação descrito acima estima os parâmetros para o nó filho como uma função da distribuição de probabilidade dos PSFs. Adicionalmente, utilizando as características de uma RB, uma avaliação reversa foi desenvolvida para determinar a contribuição das probabilidades de cada nível dos PSFs para a categoria da PEH dominante, ou seja, categoria D no exemplo descrito.

Note que, a RB representada na Figura 17 exemplifica uma situação que considera uma distribuição equiprovável entre os níveis dos PSFs e integra a contribuição de todos os oito PSFs do método SPAR-H. Os resultados mostrados na coluna *Backward* da RB, indicam que 38% das combinações de PSFs que conduzem a PEH à categoria D incluem o nível “Inapto” do PSF “Aptidão para o dever”, enquanto 36% incluem o nível “Treinamento baixo”. A avaliação reversa é o primeiro passo na identificação de níveis dos PSFs que mais contribuem para elevados valores da PEH. Medidas de importância para PSFs e seus níveis, descritas nas seções seguintes, permitem uma análise mais abrangente.

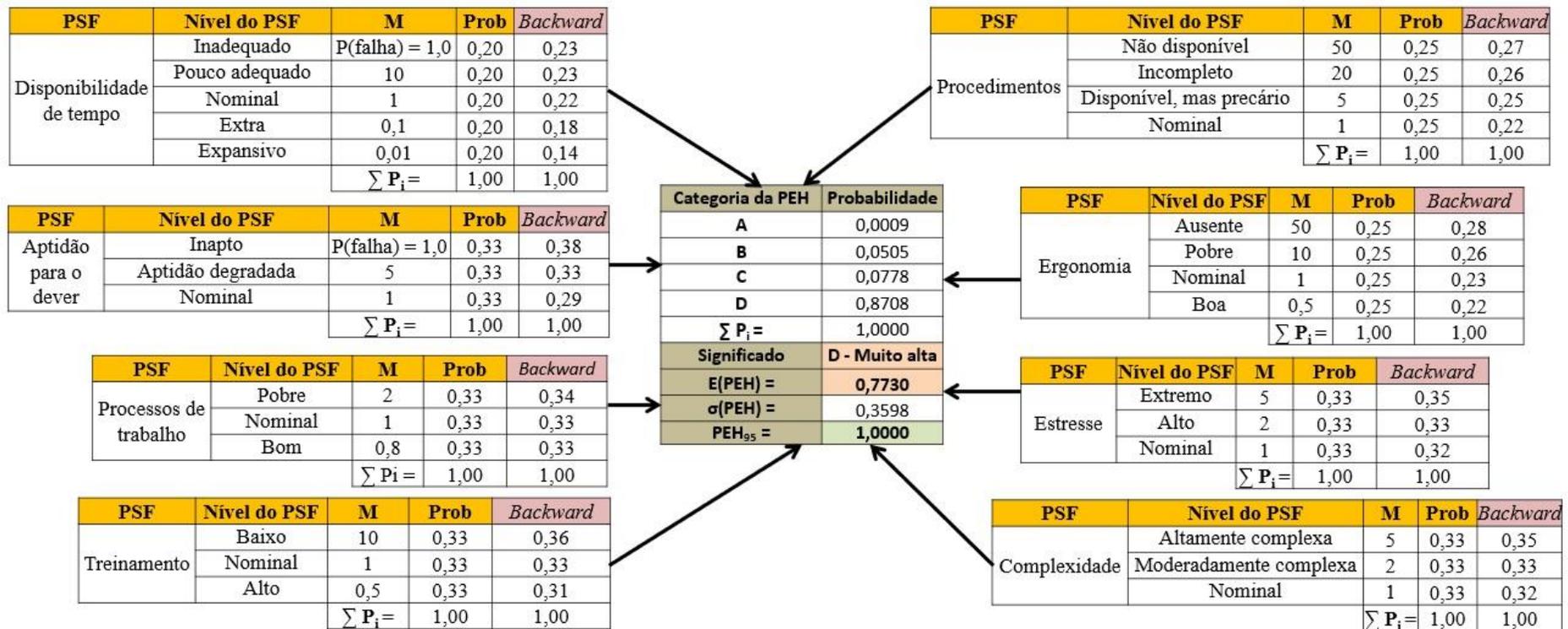


Figura 17: Exemplo de RB com distribuição de probabilidade uniforme.

4.4.3 Medidas de importância

A abordagem proposta foca na tomada de decisão para reduzir valores da PEH. Deste ponto de vista, é essencial propor ferramentas para a identificação de PSFs e seus níveis que contribuem para a PEH e oferecer oportunidades para reduzi-la, bem como monitorar aqueles níveis cuja degradação pode resultar em aumentos significativos na probabilidade de humano. Sendo assim, medidas de importância comumente utilizadas em Avaliação Probabilística de Segurança (APS) de instalações nucleares (CHENG, LIU, *et al.*, 2022, U.S. NRC, 1994, VAN DER BORST, SCHOONAKKER, 2001) foram adaptadas para PSFs e seus níveis.

4.4.3.1 Medidas de importância para os níveis dos PSFs

4.4.3.1.1 Medida de importância Fussell-Vesely

A medida de importância Fussell-Vesely (FV_l^X) de um nível de PSF l mede sua contribuição para a categoria X da PEH. Em uma APS, a importância FV_l^X de um evento mede a sua contribuição fracional para o risco global. Esse conceito foi adaptado para avaliar a contribuição de níveis dos PSFs para categorias específicas da PEH. Na equação (27), a avaliação da probabilidade p_c^j para a categoria $C_j = X$ da PEH calcula todas as possíveis combinações entre os níveis dos PSFs que levam a uma determinada categoria da PEH. Entretanto, quando as combinações avaliadas são apenas aquelas onde o nível l do PSF está presente, uma nova probabilidade $p_c^{j,l} < p_c^j$ pode ser determinada usando a equação (30).

$$p_c^{j,l} = \prod_{i=1}^8 \sum_{s_i=1}^{N_i} p_i^{s_i} \begin{cases} \text{para combinações entre os níveis } \{S_i\} \\ \text{incluindo o nível } l \text{ e resultando em } C_j. \end{cases} \quad (30)$$

Especificamente, a importância FV_l^X de um nível l para a categoria X da PEH é definida como a fração $p_c^{j,l}/p_c^j$ expressa pela equação (31).

$$FV_l^X = \frac{p_c^{j,l}}{p_c^j} \quad \text{para } C_j = X; X = A, B, C, D; l = 1, 2, \dots, 28 \quad (31)$$

De acordo com a definição mostrada na equação (31), os níveis dos PSFs que mais contribuem para a categoria X da PEH terão os maiores valores de FV_l^X .

4.4.3.1.2 Importância Fussell-Vesely Negativa

A medida de importância Fussell-Vesely negativa (NFV_n^X) de um nível de PSF negativo n , mede sua contribuição para a categoria X da PEH. No método SPAR-H, níveis de PSFs negativos são aqueles com multiplicador maior que 1, que aumentam o valor da PEH. Conseqüentemente, a identificação dos níveis negativos que mais contribuem para uma dada categoria X da PEH fornecerá informações relevantes para a tomada de decisão orientada para a redução do erro humano. Com esse propósito, foi definida a medida de importância negativa, NFV_n^X , apenas para níveis negativos. Ela mede a contribuição probabilística fracionária do nível negativo n para a categoria X da PEH em comparação com os demais níveis negativos dos PSFs:

$$NFV_n^X = \frac{FV_n^X}{\sum_{l=1}^{15} FV_l^X}; n = 1, 2, \dots, 15; X = A, B, C, D \quad (32)$$

onde:

NFV_n^X e FV_l^X ($l = 1, 2, \dots, 15$) representam a importância Fussell-Vesely dos níveis dos PSF, considerando apenas os níveis negativos. Para um nível não negativo $NFV_n^X = 0$.

Neste trabalho, a quantidade total de níveis negativos dos PSFs considerados na análise de NFV_n^X inclui 15 níveis, aqueles que apresentam multiplicadores maiores que 1 listados na Tabela 4 bem como os níveis “Tempo inadequado” e “Inapto” dos PSFs “Disponibilidade de tempo” e “Aptidão para o dever”, respectivamente, que aumentam a PEH até seu valor máximo.

4.4.3.2 Medidas de importância dos PSFs

As medidas de importância são definidas não só para cada nível individual, mas também para todos os PSFs. Quando a função de probabilidade para PSF_i, equação (25), indica que níveis negativos de um PSF têm probabilidades significativas, uma melhoria no PSF e uma diminuição nas probabilidades desses níveis negativos pode levar a uma redução significativa da PEH. Caso contrário, se a distribuição de probabilidade do nível do PSF representar uma condição positiva, uma redução adicional da PEH se torna improvável, enquanto um aumento da PEH é possível se a condição do PSF se deteriorar.

Especificamente, esses efeitos foram medidos adaptando as medidas de importância para aumento (*Risk Achievement Worth – RAW*) e redução do risco (*Risk Reduction Worth – RRW*). Com base no conceito de RRW, é possível identificar os PSFs

que apresentam maiores potenciais para reduzir a PEH. Em contrapartida, o RAW permite a identificação dos PSFs onde são necessárias medidas de vigilância para prevenir degradação e aumento da PEH.

Além dessas, a medida de importância Birnbaum (BI) foi introduzida para identificar os PSFs que mais diminuirá a PEH quando sua condição for elevada do pior para o melhor estado. Os PSFs com maior BI têm um efeito significativo sobre a PEH, principalmente devido aos multiplicadores especificados pelo método SPAR-H.

4.4.3.2.1 Medida de importância para redução do risco

A medida de importância para redução do risco (RRW_s) mede a redução máxima possível da PEH que seria alcançada se o PSF_s estivesse sempre em seu melhor nível, com o menor multiplicador (M_s^{min}):

$$RRW_s = \overline{PEH} - \overline{PEH}_{min}^s ; s = 1, 2, \dots 8 \quad (33)$$

onde:

\overline{PEH} é o valor médio atual da PEH dado pela equação (28); e

\overline{PEH}_{min}^s é o valor mínimo da PEH que poderia ser alcançado se o PSF_s estivesse sempre em seu melhor nível (N_s), com o menor multiplicador (M_s^{min}).

\overline{PEH}_{min}^s é determinado pela avaliação da equação (28) para probabilidades condicionais quando $M_s = M_s^{min}$, como indicado pelas equações (34) e (35).

$$\overline{PEH}_{min}^s = \sum_{k=1}^{19440} PEH_k P(PSFC_k/M_s = M_s^{min}) ; s = 1, 2, \dots 8 \quad (34)$$

$$P(PSFC_k/M_s = M_s^{min}) = \prod_{i=1}^8 p_i^{l_{i,k}} \begin{cases} p_s^{N_s} = 1; \\ p_s^j = 0 \text{ para } j < N_s; \\ l_{i,k} = 1, 2, \dots, N_i \text{ para } i \neq s \end{cases} \quad (35)$$

onde:

$P(PSFC_k/M_s = M_s^{min})$ é a probabilidade condicional da combinação k do nível do PSF dada uma distribuição de probabilidade dos PSF, com probabilidade p_s^j igual a 1 para o melhor nível do PSF_s ($j = N_s$), correspondendo ao multiplicador mínimo $M_s = M_s^{min}$, e zero para os demais níveis ($j < N_s$).

4.4.3.2.2 Medida de importância para aumento do risco

A medida de importância para aumento do risco (RAW_s) mede o aumento máximo possível da PEH que seria alcançada se o PSF_s estivesse sempre em seu pior nível, com o maior multiplicador (M_s^{max}):

$$RAW_s = \overline{PEH}_{max}^s - \overline{PEH}; s = 1, 2, \dots, 8 \quad (36)$$

onde:

\overline{PEH}_{max}^s é o valor máximo da PEH que seria alcançado se o seu PSF_s estivesse sempre em seu pior nível, com o maior multiplicador (M_s^{max}).

M_s^{max} é determinado pela aplicação da equação (28) para probabilidades condicionais quando $M_s = M_s^{max}$, como indicado pelas equações (37) e (38).

$$\overline{PEH}_{max}^s = \sum_{k=1}^{19440} PEH_k P(PSFC_k/M_s = M_s^{max}); s = 1, 2, \dots, 8 \quad (37)$$

$$P(PSFC_k/M_s = M_s^{max}) = \prod_{i=1}^8 p_i^{l_{i,k}} \begin{cases} p_s^1 = 1; \\ p_s^j = 0 \text{ para } j > 1; \\ l_{i,k} = 1, 2, \dots, N_i \text{ para } i \neq s \end{cases} \quad (38)$$

onde:

$P(PSFC_k/M_s = M_s^{max})$ é a probabilidade condicional da combinação k do nível do PSF dada uma distribuição de probabilidade dos PSF, com probabilidade p_s^j igual a 1 para o pior nível do PSF_s ($j = 1$), correspondendo ao multiplicador máximo $M_s = M_s^{max}$, e zero para os demais níveis ($j > 1$).

4.4.3.2.3 Medida de importância Birnbaum

A medida de importância Birnbaum (BI_s) mede o decréscimo máximo que poderia ser possível devido a alteração do nível do PSF_s a partir do seu pior nível 1 com o maior multiplicador, M_s^{max} , para o seu melhor nível, (N_s), com o menor multiplicador M_s^{min} :

$$BI_s = \overline{PEH}_{max}^s - \overline{PEH}_{min}^s; s = 1, 2, \dots, 8 \quad (39)$$

Essas medidas de importância são correlacionadas pela equação (40).

$$BI_s = RRW_s + RAW_s; s = 1, 2, \dots, 8 \quad (40)$$

Note que, a medida BI_s mede capacidade geral dos níveis dos PSFs considerados para fazer alterações nos valores das PEH, enquanto RRW e RAW avaliam o potencial de redução ou aumento da PEH da condição atual, respectivamente.

4.5 Fluxograma da metodologia

Um fluxograma geral da metodologia proposta é ilustrado na Figura 18. Após a inserção dos dados de entrada, PEHN e distribuição de probabilidade para os níveis dos PSF (p_i^j), segue-se as avaliações diretas e reversas da RB. Como resultado, a metodologia fornece não apenas o valor médio da PEH, desvio padrão, e o percentil $PEH_{0,95}$, mas também os principais contribuintes para a PEH na forma de medidas de importância, FV_l^X , NFV_n^X , RRW_s , RAW_s e BI_s .

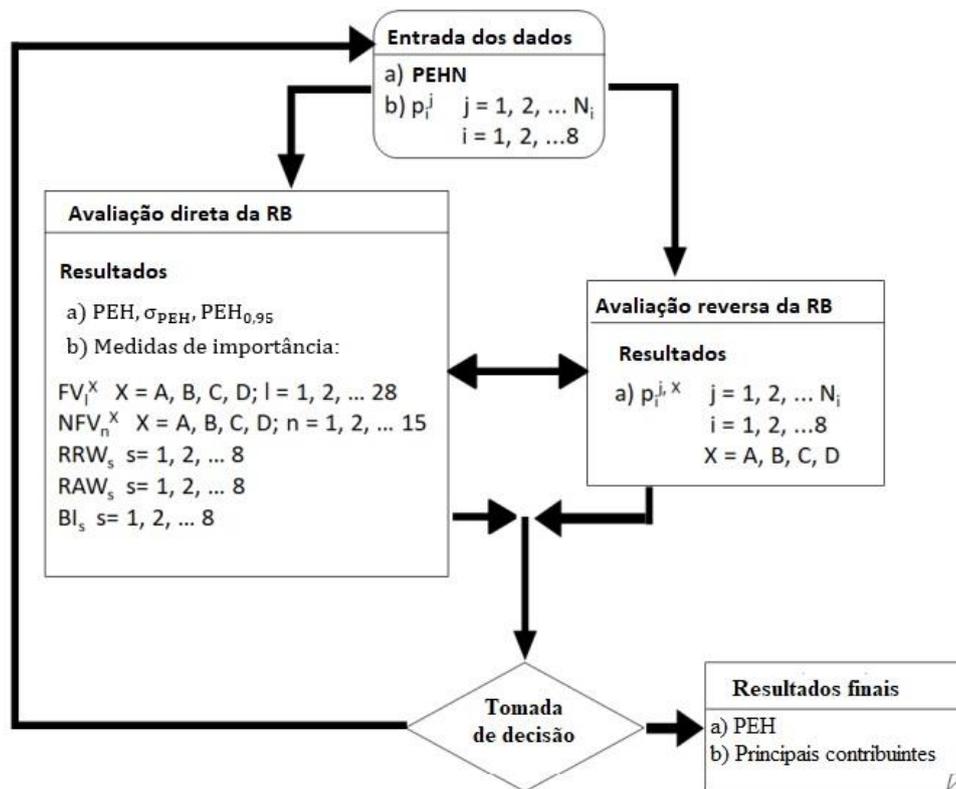


Figura 18: Fluxograma da metodologia.

Além disso, o cálculo reverso identifica os níveis dos PSFs que são os principais contribuintes para as piores categorias da PEH ou valores de probabilidade especificados. As medidas de importância e as distribuições de probabilidades $p_i^{j,X}$ derivadas da avaliação reversa mostram oportunidades para o processo de tomada de decisão orientados para a redução da PEH. As modificações da tomada de decisão podem ser

utilizadas para realizar uma reavaliação da RB. Os novos resultados podem ser utilizados para recomendar ações mais eficazes que devem ser consideradas para reduzir a PEH. Os resultados finais desse conjunto de cálculos são o valor médio real e os níveis dos PSFs mais importantes que contribuem para a PEH. Ações possíveis para reduzir a PEH podem ser sugeridas, incluindo os menores valores que podem ser alcançados para a PEH, derivados da tomada de decisão proposta.

4.6 Estudo de caso

Para a aplicação da metodologia foi realizado um estudo de caso com dados da revisão da literatura (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, GROTH, SWILER, 2013, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007, MIRZAEI ALIABADI, ESMAEILI, *et al.*, 2019). Assim, foi postulado um incêndio a bordo de um submarino com propulsão nuclear (ALBUQUERQUE, OLIVA, *et al.*, 2022, LAZZAROTTI, COSTA, 2017) cuja ação da sua tripulação se faz necessário.

Informações a respeito do tempo de ocupação em cada compartimento do navio deveria estar disponível. Entretanto, informações disponíveis em fontes confiáveis, que pudessem indicar com precisão esses dados, não foram encontradas durante a revisão da literatura. Dessa forma, para conduzir este estudo, assumiu-se que os tripulantes de um submarino com propulsão nuclear permanecem a bordo por um período contínuo de 60 dias (ALBUQUERQUE, OLIVA, *et al.*, 2022). Além disso, as seguintes premissas foram adotadas:

- I. O tempo máximo para supressão manual do incêndio é de 15,5 min (IAEA, 2000);
- II. O nível de estresse da tripulação é alto (ALBUQUERQUE, SALDANHA, *et al.*, 2020);
- III. Os sistemas de combate a incêndio são moderadamente complexos;
- IV. A tripulação é bem treinada e tem experiência;
- V. São disponibilizados procedimentos operacionais para combate ao incêndio;
- VI. Os equipamentos de combate ao incêndio são claramente identificados;
- VII. Os tripulantes são aptos a extinguir o incêndio; e
- VIII. Os processos de trabalho são bons.

4.6.1 Aplicação da metodologia para estudo de caso

Para a aplicação da metodologia, foram considerados apenas PSFs para ação (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007). A Tabela 21 mostra os dados utilizados para o estudo de caso.

Tabela 21: Dados de entrada para o estudo de caso.

| PSF _i | Nível do PSF | M _i para ação | Probabilidade a priori |
|---------------------------|--------------------------|--------------------------|------------------------|
| Disponibilidade de tempo | Inadequado | P(failure) = 1,0 | 1,0E-6 |
| | Pouco adequado | 10 | 0,159 |
| | Nominal | 1 | 0,683 |
| | Extra | 0,1 | 0,136 |
| | Expansivo | 0,01 | 0,023 |
| Estresse / estressores | Extremo | 5 | 0,023 |
| | Alto | 2 | 0,136 |
| | Nominal | 1 | 0,841 |
| Complexidade | Altamente complexa | 5 | 0,159 |
| | Moderadamente complexa | 2 | 0,341 |
| | Nominal | 1 | 0,500 |
| Experiência / Treinamento | Baixa | 3 | 0,333 |
| | Nominal | 1 | 0,333 |
| | Alta | 0,5 | 0,333 |
| Procedimentos | Não disponível | 50 | 0,050 |
| | Incompleto | 20 | 0,200 |
| | Disponível, mas precário | 5 | 0,300 |
| | Nominal | 1 | 0,450 |
| Ergonomia / IHM | Ausente | 50 | 0,023 |
| | Pobre | 10 | 0,136 |
| | Nominal | 1 | 0,683 |
| Aptidão para o dever | Boa | 0,5 | 0,159 |
| | Inapto | P(failure) = 1,0 | 1,0E-6 |
| | Aptidão degradada | 5 | 0,159 |
| | Nominal | 1 | 0,841 |
| Processos de trabalho | Pobre | 5 | 0,023 |
| | Nominal | 1 | 0,819 |
| | Bom | 0,5 | 0,159 |

Fonte: (GROTH, SWILER, 2013, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007).

Os dados utilizados para o estudo de caso, mostrados na Tabela 21, contêm informações e conhecimentos vindos de várias fontes (GROTH, SWILER, 2013, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007, MIRZAEI ALIABADI, ESMAEILI, *et al.*, 2019), que incluem dados empíricos e opiniões de especialistas. A RB estruturada com informações do método SPAR-H usada para o estudo de caso é mostrada na Figura 19.

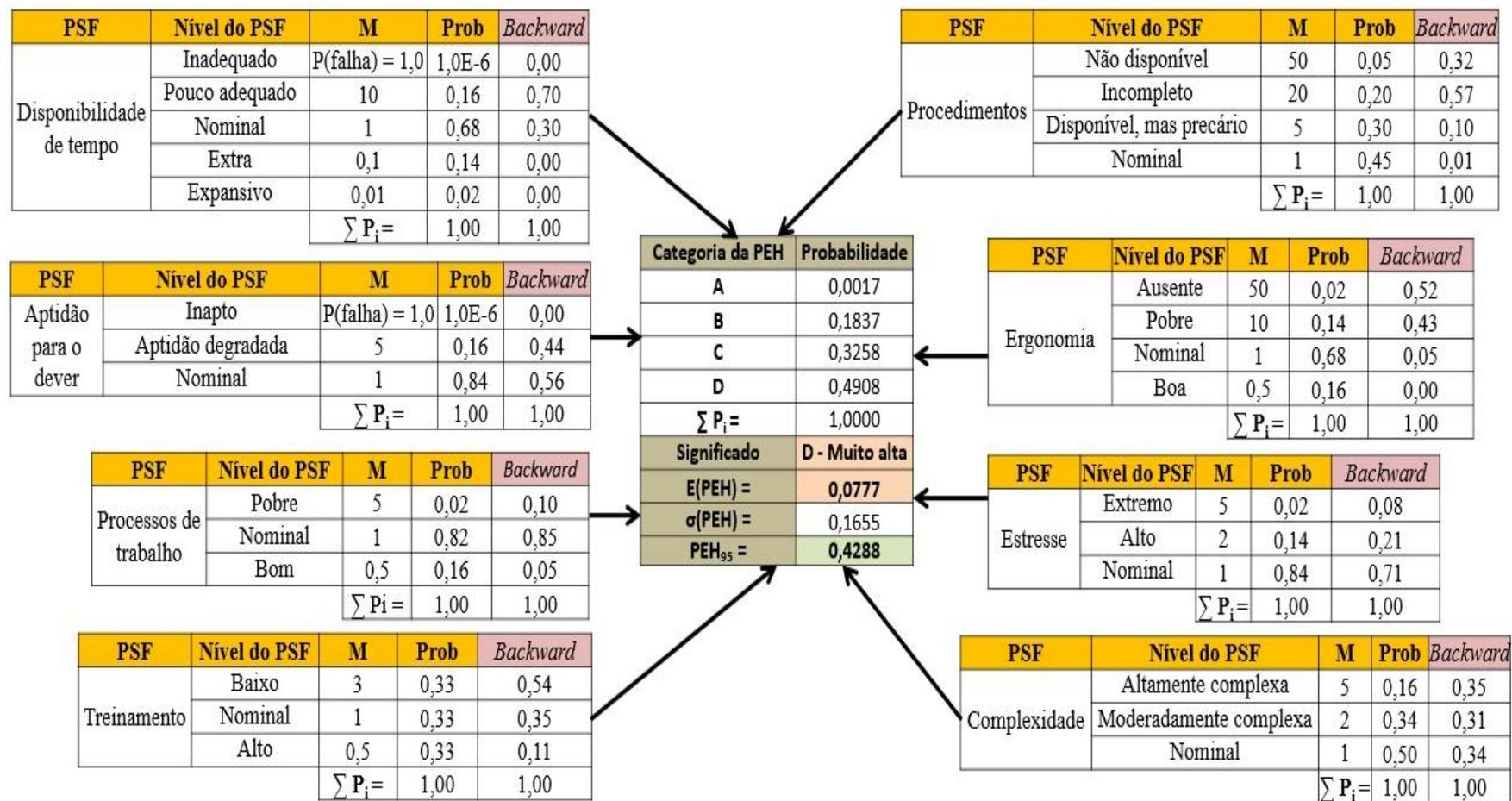


Figura 19: RB estruturada para o estudo de caso.

A RB foi avaliada usando as etapas descritas anteriormente para calcular a PEH e obter suas categorias. Primeiramente, para validar os resultados, foi calculada a PEH usando as probabilidades a priori listadas na Tabela 21, resultando em um valor igual a $7,77 \times 10^{-2}$. Este foi comparado com o valor $7,8 \times 10^{-2}$ apresentado em um estudo realizado por (GROTH, SWILER, 2013). Conclui-se que o valor encontrado é consistente.

A Tabela 22 mostra os resultados obtidos a partir da avaliação da RB ilustrada na Figura 19 para duas situações doravante denominadas de S1 e S2, respectivamente. Especificamente, S1 indica que os resultados obtidos pelo cálculo direto da PEH usando probabilidades a priori listado na Tabela 21. Por sua vez, S2 mostra os resultados obtidos com dados de entrada alterados, “Treinamento” {Nominal, Alto, Baixo} {0,561; 0,434; 0,005}, para o nó pai denominado “Treinamento”. Os dados de entrada para o nó “Treinamento” foram alterados porque ele é o único PSF que apresenta níveis igualmente prováveis no método SPAR-H combinado com RB (GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, 2005, HALLBERT, KOLACZKOWSKI, *et al.*, 2007). Entretanto, informações relativas a outros PSFs podem ser utilizadas. Além disso, essas modificações permitem comparação com os resultados encontrados no presente trabalho.

Tabela 22: Comparação de resultados.

| Categoria da PEH | Probabilidade para S1 | Probabilidade para S2 |
|-------------------------|------------------------------|------------------------------|
| A | 0,0017 | 0,0023 |
| B | 0,1837 | 0,2401 |
| C | 0,3258 | 0,3545 |
| D | 0,4908 | 0,4051 |
| $\sum P_i$ | 1,0000 | 1,0020 |
| Significado | D – Muito alta | D – Muito alta |
| E(PEH) | 0,0777 | 0,0574 |
| σ (PEH) | 0,1655 | 0,1379 |
| PEH ₉₅ | 0,4288 | 0,3336 |

Na segunda coluna, a partir da esquerda para a direita, da Tabela 22, as probabilidades para S1 foram obtidas diretamente usando as probabilidades a priori listadas na Tabela 21. Os valores atribuídos para as probabilidades de cada PSF devem ser menores ou iguais a 1, conseqüentemente, a soma de todas as probabilidades relacionadas aos níveis dos PSFs para cada nó pai deve ser igual a 1. Portanto, na terceira coluna da Tabela 22, as probabilidades para S2 foram obtidas a partir de dados modificados, isto é, as probabilidades a priori de “Treinamento” {Nominal, Alto} {0,333;

0,333}(GROTH, SWILER, 2013) foram substituídas pelos valores {0,561; 0,434}(MIRZAEI ALIABADI, ESMAEILI, *et al.*, 2019). Para que a soma das probabilidades atribuídas aos níveis dos PSF resultem em 1, o valor 0,005 foi atribuído a “Treinamento baixo”, isto é, {Baixo} {0,005}. Então, para a avaliação dos níveis dos PSFs, considerando as probabilidades a priori listadas na Tabela 21 e usando a equação (4), foram obtidas as probabilidades a posteriori para cada nível dos PSFs pela reavaliação da RB mostrada na Figura 19. Para esta finalidade, foi calculada $P(\text{Nível do PSF} \mid \text{Categoria da PEH é } D = 1)$. A Figura 20 mostra as probabilidades a posteriori para cada nível dos PSFs.

Os dados mostrados na Figura 20 indicam probabilidades a posteriori para os casos S1 e S2 com relação aos níveis dos PSFs. Quanto a contribuição dos níveis dos PSFs dada uma nova evidência $P(\text{Probabilidade do nível do PSF} \mid \text{Categoria da PEH é } D = 1)$, “Processos de trabalho” {Nominal} apresenta os maiores valores para ambos cenários S1 e S2. Para esta situação, decisores devem avaliar se ações de gerenciamento de utilidades da tripulação para combate ao incêndio têm alguma influência no desempenho dos tripulantes a bordo de um submarino movido a propulsão nuclear. Se o tomador de decisão concluir que existem benefícios ou medidas inadequadas, então medidas apropriadas para o PSF “Processos de trabalho” devem ser tomadas. Vale destacar que “Processos de trabalho” (WHALEY, KELLY, *et al.*, 2011) vão além da identificação e resolução de problemas, englobando questões organizacionais e de gestão.

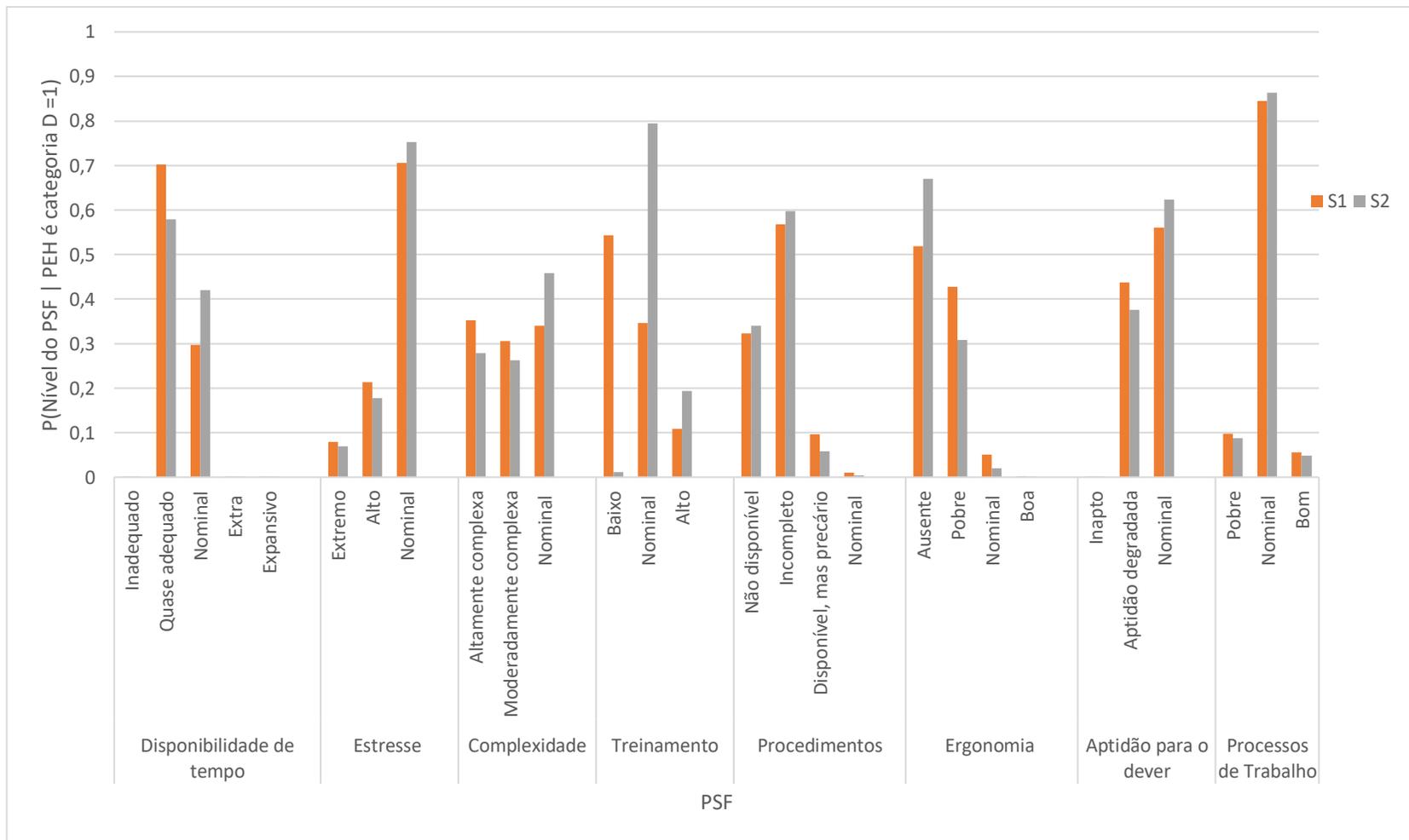


Figura 20: Resultados para os níveis dos PSFs a partir da reavaliação da RB.

4.6.2 Aplicação das medidas de importância

É relevante destacar que, as medidas de importância (MENG, 2000, RIVERO OLIVA, SALOMÓN LLANES, *et al.*, 2018) FV, BI, RRW e RAW foram usadas para analisar níveis dos PSFs derivados do modelo SPAR-H combinado com RB.

Relembrando que a medida de importância FV indica a fração dos níveis dos PSFs que envolvem combinações contendo a PEH de interesse. Essa medida é calculada pelas equações (31) e (32) em relação ao nível n do PSF que contribui para a categoria X da PEH. Por esta razão, a FV foi utilizada para investigar a contribuição dos níveis dos PSFs para a PEH e fornecer suporte para tomada de decisão. Ao fazê-lo, é analisada a ação da tripulação para combater incêndio a bordo de um submarino movido a propulsão nuclear. A Tabela 23 mostra os resultados de sua aplicação revelando que “Procedimentos” {Não disponível} apresenta oportunidades para S1. Analogamente, “Aptidão para o dever” {Inapto} para S2. Apesar desses resultados estarem disponíveis para A, B, e C, note que as análises estão focadas no pior caso, ou seja, categoria D da PEH.

Tabela 23: Importância FV para S1 e S2.

| Importância FV para níveis negativos dos PSF para S1. | | | | | |
|--|--------------------------|---------------|---------------|---------------|---------------|
| PSF | Nível do PSF | FV (D) | FV (C) | FV (B) | FV (A) |
| Procedimentos | Não disponível | 0,16344 | 0,17136 | 0,13357 | 0,08260 |
| Procedimentos | Disponível, mas precário | 0,12463 | 0,21659 | 0,38361 | 0,65576 |
| Disponibilidade de tempo | Quase adequado | 0,12431 | 0,20363 | 0,15910 | 0,05507 |
| Aptidão para o dever | Inapto | 0,11359 | 0,07060 | 0,04882 | 0,00000 |
| Ergonomia | Ausente | 0,09929 | 0,04316 | 0,00000 | 0,00000 |
| Estresse | Extremo | 0,08378 | 0,06974 | 0,05177 | 0,01562 |
| Procedimentos | Incompleto | 0,08137 | 0,07472 | 0,05666 | 0,02627 |
| Ergonomia | Pobre | 0,07875 | 0,04442 | 0,03080 | 0,00000 |
| Complexidade | Moderadamente complexa | 0,05619 | 0,07922 | 0,11845 | 0,16244 |
| Estresse | Alta | 0,03346 | 0,00672 | 0,00339 | 0,00000 |
| Treinamento | Baixo | 0,01595 | 0,00179 | 0,00076 | 0,00000 |
| Processos de trabalho | Pobre | 0,01281 | 0,00864 | 0,00613 | 0,00000 |
| Disponibilidade de tempo | Inadequado | 0,01244 | 0,00940 | 0,00693 | 0,00226 |
| Importância FV para níveis negativos dos PSF para S2. | | | | | |
| PSF | Nível do PSF | FV (D) | FV (C) | FV (B) | FV (A) |
| Aptidão para o dever | Inapto | 0,14113 | 0,08821 | 0,05726 | 0,00000 |
| Procedimentos | Disponível, mas precário | 0,13845 | 0,23937 | 0,44054 | 0,71610 |

| | | | | | |
|--------------------------|------------------------|---------|---------|---------|---------|
| Disponibilidade de tempo | Quase adequado | 0,13426 | 0,25192 | 0,18342 | 0,05866 |
| Ergonomia | Ausente | 0,12408 | 0,06121 | 0,00000 | 0,00000 |
| Estresse | Extremo | 0,10184 | 0,08580 | 0,05957 | 0,01664 |
| Procedimentos | Incompleto | 0,09934 | 0,08947 | 0,06332 | 0,02798 |
| Ergonomia | Pobre | 0,09756 | 0,05714 | 0,03734 | 0,00000 |
| Complexidade | Moderadamente complexa | 0,06381 | 0,09133 | 0,13654 | 0,17720 |
| Estresse | Alta | 0,04395 | 0,00844 | 0,00413 | 0,00000 |
| Treinamento | Baixo | 0,02116 | 0,00230 | 0,00097 | 0,00000 |
| Processos de trabalho | Pobre | 0,01579 | 0,01081 | 0,00720 | 0,00000 |
| Disponibilidade de tempo | Inadequado | 0,01533 | 0,01147 | 0,00792 | 0,00241 |
| Procedimentos | Não disponível | 0,00330 | 0,00253 | 0,00180 | 0,00101 |

Além disso, medidas de importância podem ser avaliadas indicando os PSFs com oportunidade para tomada de decisão para reduzir a PEH. Consequentemente, indicadores quantitativos via medidas de importância foram estimados para cada um dos PSFs. As Figura 21 e Figura 22, mostram os resultados de RRW_s e RAW_s dos níveis dos PSF para S1 e S2. Por um lado, RRW_s indica o quanto a PEH seria reduzida se o nível do PSF específico fosse o mais favorável. O RRW_s é calculado pela aplicação da equação (33). Por outro lado, RAW_s indica o quanto a PEH aumentaria se o nível do PSF específico fosse o mais desfavorável. O RAW_s é determinado pela equação (36).

Na Figura 21, da esquerda para à direita, os PSFs estão ordenados na seguinte ordem: “Disponibilidade de tempo”, “Procedimentos”, “Ergonomia”, “Processos de trabalho”, “Complexidade”, “Experiência / Treinamento”, “Aptidão para o dever”, “Estresse / estressor”. Analogamente, na Figura 22: “Disponibilidade de tempo”, “Procedimentos”, “Ergonomia”, “Experiência / Treinamento”, “Processos de trabalho”, “Complexidade”, “Aptidão para o dever”, “Estresse / estressor”.

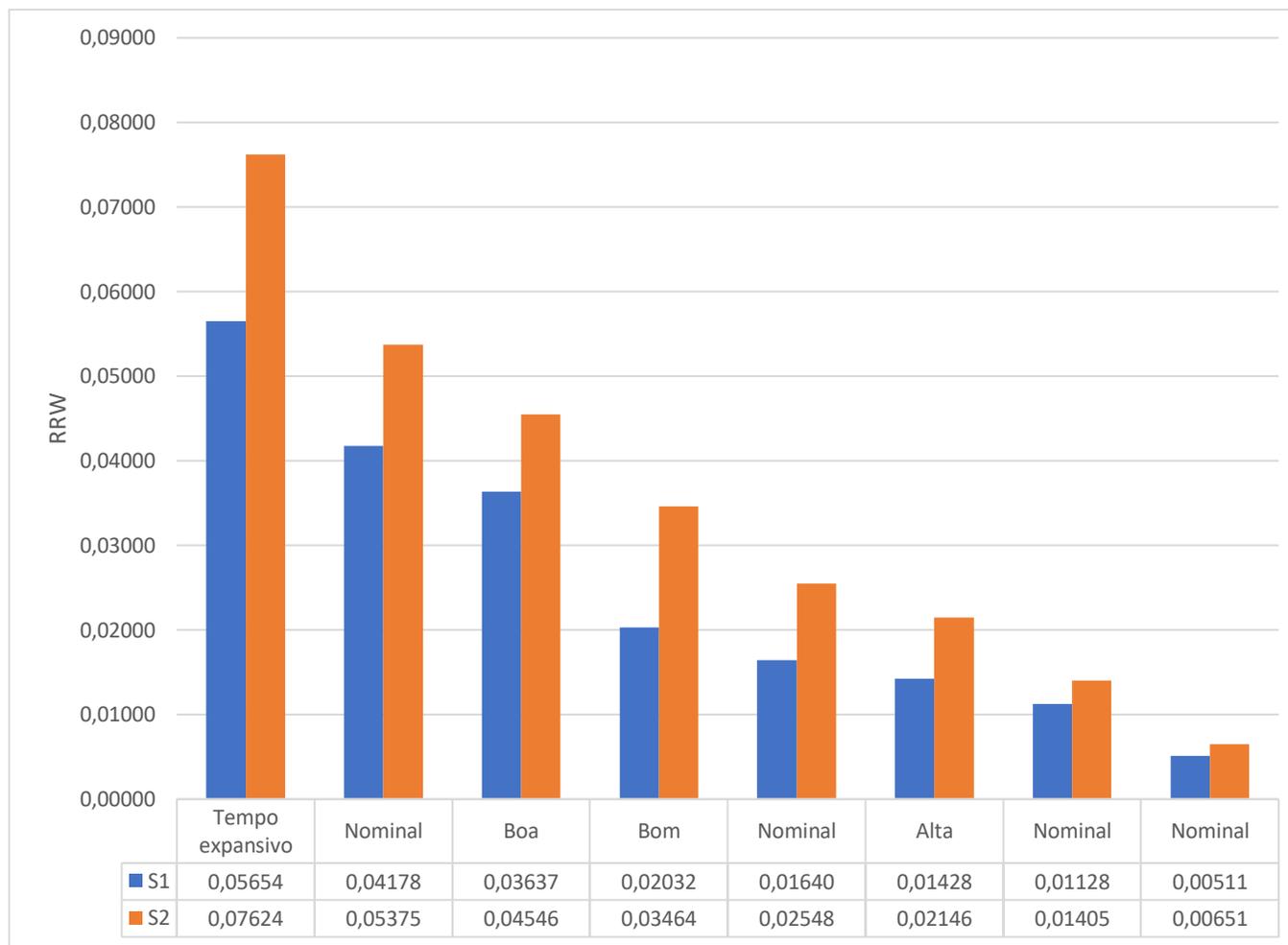


Figura 21: RRW para os níveis dos PSFs.

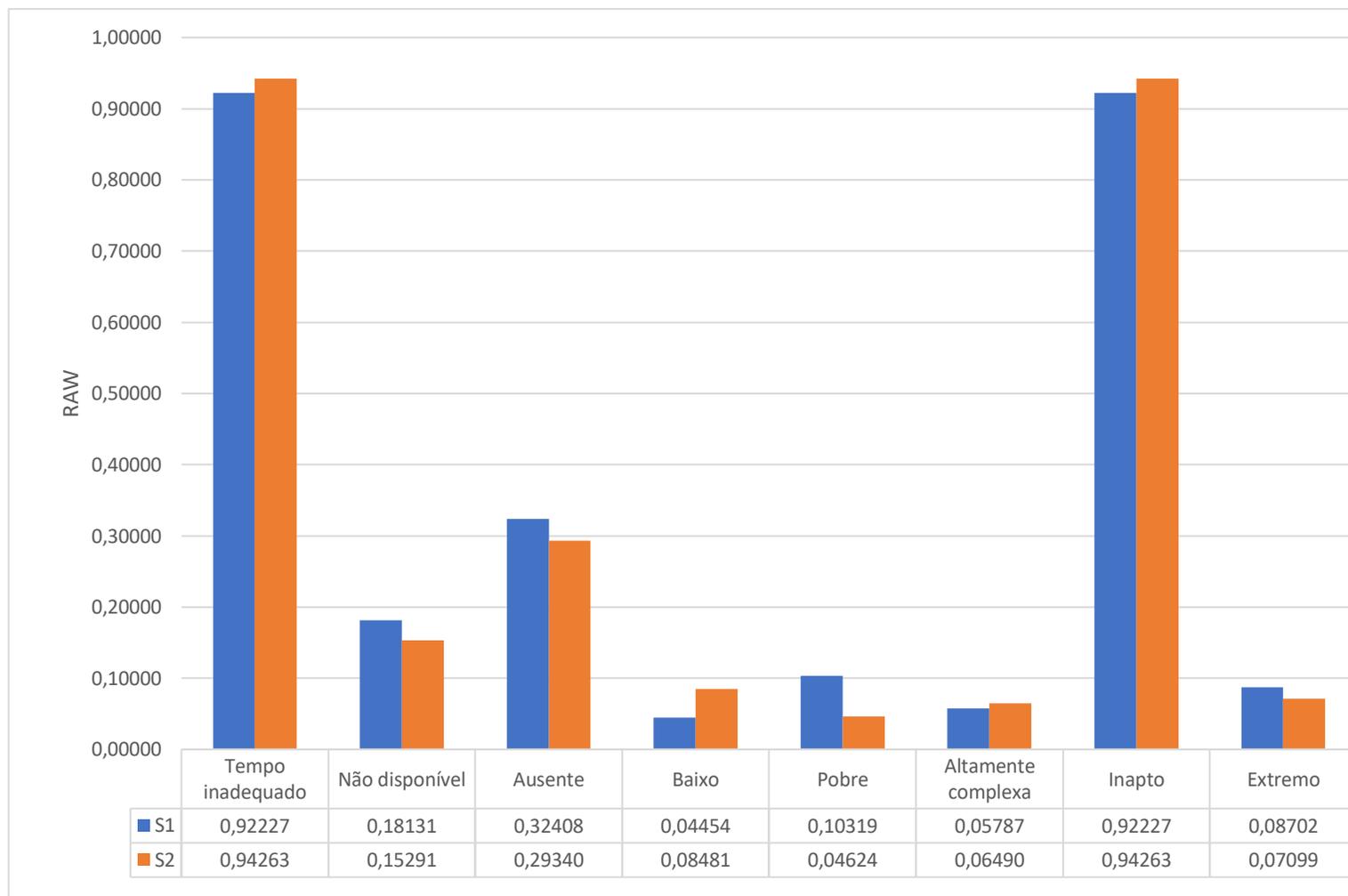


Figura 22: RAW para os níveis dos PSFs.

Essas duas medidas de importância podem ser utilizadas para apoio a tomada de decisão. Por exemplo, na Figura 21 é notável que {Tempo expansivo} tem a maior contribuição para RRW. Por outro lado, na Figura 22, {Tempo inadequado} e {Inapto} são os fatores que mais contribuem para o RAW. Estas estão em conformidade com o método SPAR-H que atribui $P(\text{falha}) = 1,0$ para ambos {Tempo inadequado} e {Inapto}. Além disso, é importante lembrar que BI indica os PSFs que mais diminuem a PEH quando sua condição é elevada do pior para o melhor nível. Diante disso, os resultados apresentados na Tabela 24 confirmam as discussões sobre {Tempo expansivo} para RRW, além de {Tempo inadequado} e {Inapto} para RAW.

Tabela 24: Importância dos PSFs.

| PSF | Importância dos PSF – S1 | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------|---|
| | RRW | RAW | Birnbaum |
| | Nível do PSF | Nível do PSF | $\overline{HEP}_{\max} - \overline{HEP}_{\min}$ |
| Disponibilidade de tempo | Tempo expansivo | Inadequado | 0,99851 |
| Aptidão para o dever | Nominal | Inapto | 0,93632 |
| Ergonomia | Boa | Ausente | 0,36954 |
| Procedimentos | Nominal | Não disponível | 0,23506 |
| Processos de trabalho | Bom | Pobre | 0,12867 |
| Estresse | Nominal | Extremo | 0,09353 |
| Complexidade | Nominal | Altamente complexa | 0,07933 |
| Treinamento | Alto | Baixo | 0,07918 |
| PSF | Importância dos PSF – S2 | | |
| | RRW | RAW | Birnbaum |
| | Nível do PSF | Nível do PSF | $\overline{HEP}_{\max} - \overline{HEP}_{\min}$ |
| Disponibilidade de tempo | Tempo expansivo | Inadequado | 0,99917 |
| Aptidão para o dever | Nominal | Inapto | 0,95391 |
| Ergonomia | Boa | Ausente | 0,32977 |
| Procedimentos | Nominal | Não disponível | 0,19469 |
| Processos de trabalho | Bom | Pobre | 0,10513 |
| Treinamento | Alto | Baixo | 0,07918 |
| Estresse | Nominal | Extremo | 0,07610 |
| Complexidade | Nominal | Altamente complexa | 0,06264 |

4.6.3 Discussões e resultados

Nesta seção, destaca-se os pontos importantes deste estudo. Inicialmente para validar a abordagem proposta, foi construída um RB, como mostrado na Figura 19. Assim, o valor calculado para a $PEH = 0,077$ foi comparado com valor encontrado na

literatura igual a 0,078 (GROTH, SWILER, 2013), apresentando erro relativo igual a 0,04%. Similarmente, novos valores foram atribuídos ao PSF “Treinamento” {Baixo, Nominal, Alto} e um novo valor foi obtida para a PEH, igual a 0,0574. Esta situação é chamada de S2, e o erro relativo entre o valor de referência e o encontrado aqui é de 26%. Esse valor mostra redução na PEH quando comparado a 0,078. Os valores calculados são apresentados na Tabela 22. Além disso, medidas de importância foram usadas para avaliar os principais contribuintes para a PEH. Diante disso, verificou-se que {Tempo expansivo} tem uma contribuição significativa para redução do risco. Analogamente, {Tempo inadequado} e {Inapto} são os fatores mais influentes para o aumento da PEH. Essas constatações estão em conformidade com o método SPAR-H. Esse ponto de vista pode ser confirmado pelos dados mostrados nas Figura 21, Figura 22, Tabela 23 e Tabela 24.

Como mostrado na Tabela 22, os valores da linha de base para a probabilidade e o calculado neste trabalho são compatíveis. Além disso, os níveis dos PSFs que poderiam aumentar ou diminuir a PEH foram identificados e apresentados nas Tabela 22, Tabela 23 e Tabela 24. Destaca-se também que, medidas de importância foram usadas para hierarquizar os resultados obtidos para os níveis dos PSFs dado a ocorrência de um incêndio a bordo de um submarino movido a propulsão nuclear. A Figura 20 mostra dados para a combinação dos níveis dos PSFs quando a PEH está no seu pior caso, isto é, categoria D. Esses resultados foram obtidos pela avaliação reversa, como discutido no capítulo 3, enfatizando a capacidade da RB como poderosa ferramenta de apoio à tomada de decisão.

Diante das premissas adotadas e devido aos resultados com respeito a “Disponibilidade de tempo” e “Aptidão para o dever”, para tripulações de futuros submarinos movidos a propulsão nuclear, recomenda-se:

- I. Para supressão manual de incêndio três vezes menor que o tempo máximo (IAEA, 2000), sugere-se o uso de “Tempo disponível”{Nominal};
- II. Estresse / estressores estão relacionados a fatores ambientais, físicos e mentais. Portanto, a bordo de submarinos de propulsão nuclear, o efeito do estresse no desempenho dos membros da tripulação deve ser considerado de forma que leve em conta a carga de trabalho (ALBUQUERQUE, SALDANHA, *et al.*, 2020), o tempo de missão e o espaço confinado;

- III. Devido à complexidade dos sistemas de submarinos com propulsão nuclear, recomenda-se evitar ambiguidade quanto aos procedimentos a serem realizados pela ação da tripulação frente aos incêndios;
- IV. Treinamento adequado de combate a incêndio deve ser oferecido aos tripulantes;
- V. Os procedimentos operacionais de combate a incêndio devem estar disponíveis e ser de fácil compreensão;
- VI. Os equipamentos de combate a incêndio devem ser claramente rotulados;
- VII. Todos os membros da tripulação devem ser capazes de extinguir incêndios; e
- VIII. Processos de trabalho adequados devem ser estabelecidos.

É importante destacar que, a segurança nuclear é cada vez mais importante e o incêndio é considerado um evento muito significativo em plantas nucleares. Sendo assim, recomenda-se que para o primeiro submarino com propulsão nuclear a ser operado pela Marinha do Brasil, e demais que possam ser construídos no país, sejam considerados como proteger os sistemas e equipamentos de segurança contra incêndio, disponibilidade de manuais e equipamentos de combate de modo a extingui-lo. Além disso, é válido mencionar que uma APR sobre incêndio pode ser usada para identificar o cenário com potencial de incêndio no SN-BR. O escopo de uma APR pode ser encontrado no documento NUREG/CR-6850 da *Nuclear Regulatory Commission (NRC)*(U.S.NRC, 2005). Esta referência documenta métodos e ferramentas para a realização de uma APR de incêndio para uma aplicação de usina de energia nuclear comercial e pode ser útil para aplicação em submarinos nucleares. No Brasil, para proteção contra incêndio em instalações nucleares, deve-se seguir o preconizado na Norma CNEN NN 2.03 (CNEN, 1999), da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), contudo, no país até a presente data não há normas específicas em fontes abertas destinadas às análises de incêndio em meios navais com propulsão nuclear que abordem a atuação do operador, estabelecendo critérios aceitáveis para a PEH.

5. CONCLUSÃO

Vale destacar que, em seu retorno de experiência, (SPÓSITO, 2022) cita que o erro humano não deve ser o resultado de uma investigação, mas sim o ponto de partida. Corroborando tal pensamento, este trabalho apresentou um método viável e simples para encontrar soluções claras e concisas para identificar influenciadores da PEH possibilitando melhoria no processo de ACH e suporte para tomada de decisão. Além disso, pode contribuir para o avanço de pesquisas direcionadas aos PSFs de modo a fornecer dados confiáveis a estudos de ACH.

A revisão bibliográfica da literatura revelou que, a maioria dos métodos de ACH que utilizam a combinação entre RB e o método SPAR-H, embora focados em estimar valores para PEH, não permitem identificar e hierarquizar a combinação dos níveis dos PSFs que mais influenciam a PEH em decorrência da categoria das PEH. Assim, diferentemente, de como essa combinação é abordada na literatura, a metodologia apresentada aqui, introduz um método simples e eficiente para avaliar e hierarquizar PSFs, de acordo com o seu grau de importância, para ser usado na ACH.

Foi introduzida uma metodologia que permite avaliar PSFs não apenas individualmente, como também combinações possíveis entre seus níveis que podem conduzir ao aumento ou diminuição da PEH. Em atendimento às boas práticas, medidas de importância foram utilizadas, conforme sugerido por (HIGGINS, O'HARA, *et al.*, 2007), para introduzir uma abordagem que apresenta oportunidade de melhoria às técnicas de ACH que utilizam a combinação entre RB e o método SPAR-H para estudos sobre a PEH.

O método proposto pode servir como ponto de partida para especialistas de ACH a elaborar um estudo confiável sobre PSFs que poderão originar erros por parte dos operadores do primeiro submarino com propulsão nuclear a ser operado pela MB. Entretanto, é válido destacar que a abordagem aqui proposta não deve ser o único método a ser considerado para aplicação, mas sim como uma alternativa válida. Outros métodos podem ser necessários, de acordo com os critérios adotados pelos especialistas de ACH, para possíveis falhas da tripulação. Além disso, os resultados dos estudos associados às medidas de importância para estimar a PEH poderão ser incorporadas nos relatórios de análise de segurança, principalmente durante o seu processo de licenciamento, de modo a prover evidências objetivas de que o submarino operará de forma segura.

A combinação entre RBs e o método SPAR-H pode ser utilizado por especialistas de ACH e modificado de modo a introduzir novas evidências para avaliar a PEH, conforme demonstrado por (GROTH, SWILER, 2013). Tal combinação tem se mostrado um método eficaz para a compreensão de como os PSFs podem influenciar o desempenho humano. Além disso, com base na revisão da literatura foi verificado o potencial da aplicação conjunta entre RBs e o método SPAR-H para conduzir estudos relevantes por especialistas de ACH, podendo ser utilizada como ponto de partida para produzir esforços e melhoria em pesquisas significativas que contribuirão para o avanço científico e melhorias oportunas para profissionais que estudam o desenvolvimento de métodos para estimar a PEH.

As RBs, apesar de incertezas e ausência de dados derivados de fontes bibliográficas disponíveis na literatura direcionados para submarinos nucleares, se mostraram ferramentas com potencial para gerar resultados que podem ser úteis para subsidiar tomadores de decisão. Suas características permitiram implementar quatro categorias para a PEH de modo a facilitar a interpretação dos resultados, embora para estudo de caso tenha sido avaliado apenas o pior caso, categoria D. Além disso, por meio da utilização dos PSFs e seus níveis estabelecidos no método SPAR-H, possibilitou a incorporação de medidas de importância, usualmente aplicadas para APS, para avaliar quantitativamente, diferentemente de como é feito na literatura, contribuintes para a PEH. Conseqüentemente, medir o efeito do aprimoramento ou deterioração de um PSF sobre a PEH como parte da tomada de decisão para aumentar a segurança e reduzir riscos.

Foi apresentada uma metodologia que utiliza medidas de importância da APS e que pode ser utilizada para pesquisas direcionadas à ACH, podendo servir como uma ferramenta útil ao apoio de tomada de decisão para estudos futuros do comportamento da tripulação do primeiro submarino com propulsão nuclear a ser construído no país. Além disso, o modelo proposto pode ser estendido para outras áreas de modo avaliar o comportamento do operador ou de uma tripulação diante de cenários acidentais. Sendo assim, a contribuição deste trabalho consiste na concepção de um método que complementa as técnicas de ACH existentes e pode ser utilizada para a criação de uma base de dados que além de subsidiar a tomada de decisão poderá ser útil para elaborar relatórios de análise de segurança não apenas de submarinos nucleares, mas também de outras instalações nas quais há necessidade de avaliar o comportamento humano.

Para estudos futuros que utilizem a metodologia proposta aqui, recomenda-se a utilização de dependência entre os PSFs, considerando equipamentos e simulação dos operadores na sala de controle. Além disso, que sejam criados grupos de pesquisas para estabelecer objetivos para a PEH dos tripulantes de submarinos movidos à propulsão nuclear no Brasil, de modo a prevenir ou minimizar a ocorrência de erros durante sua operação, períodos de manutenção ou na sequência de um acidente.

REFERÊNCIAS

- ABRISHAMI, S., KHAKZAD, N., HOSSEINI, S. M. "A data-based comparison of BN-HRA models in assessing human error probability: An offshore evacuation case study", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 202, n. November 2019, p. 107043, 2020.
- ABRISHAMI, S., KHAKZAD, N., HOSSEINI, S. M., *et al.* "BN-SLIM: A Bayesian Network methodology for human reliability assessment based on Success Likelihood Index Method (SLIM)", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 193, n. July 2019, p. 106647, 2020.
- ADE, N., PERES, S. C. "A review of human reliability assessment methods for proposed application in quantitative risk analysis of offshore industries", **International Journal of Industrial Ergonomics**, v. 87, n. November 2021, p. 103238, 2022.
- AFONSO, B. W. "Metodologia Para Quantificação de Erros Humanos na Indústria de Processos", (Dissertação) **Programa de Pós-Graduação em Tecnologia de Processos Químicos e Bioquímicos da Escola de Química da Universidade Federal do Rio de Janeiro**, 2015.
- AHN, S. II, KURT, R. E. "Application of a CREAM based framework to assess human reliability in emergency response to engine room fires on ships", **Ocean Engineering**, v. 216, n. April, p. 108078, 2020.
- AKHTAR, M. J., UTNE, I. B. "Human fatigue's effect on the risk of maritime groundings - A Bayesian Network modeling approach", **Safety Science**, v. 62, p. 427–440, 2014.
- ALBUQUERQUE, T. R. de, OLIVA, J. D. J. R., SALDANHA, P. L. C., *et al.* "Importance measures for performance shaping factors of human reliability analysis", **Process Safety Progress**, n. September, p. 1–15, 2022.
- ALBUQUERQUE, T. R. De, SALDANHA, P. L. C., JESÚS, J. De, *et al.* "A Bayesian Network approach to the crew error assessment on board a nuclear-powered submarine", **International Journal of Research in Engineering and Science (IJRES)**, v. 8, n. 3, p. 6–18, 2020.
- ALVARENGA, M. A. B., FRUTUOSO E MELO, P. F., FONSECA, R. A. "A critical review of methods and models for evaluating organizational factors in Human Reliability Analysis", **Progress in Nuclear Energy**, v. 75, p. 25–41, 2014.

AMARAL, L. A. do. "Diretrizes operacionais para a postulação de cenários acidentais de instalações de apoio em terra para submarinos de propulsão nuclear", **(Dissertação) Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro**, 2016.

AMIN, M. T., KHAN, F., IMTIAZ, S. "Dynamic availability assessment of safety critical systems using a dynamic Bayesian network", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 178, n. June, p. 108–117, 2018.

ANEZIRIS, O. N., HOUSIADAS, C., PAPAZOGLU, I. A., *et al.* "Probabilistic safety analysis of the Greek research reactor", **National Centre for Scientific Research "Demokritos" Institute of Nuclear Technology and Radiation Protection**, p. 1–88, 2001.

BADREDDINE, A., AMOR, N. Ben. "A Bayesian approach to construct bow tie diagrams for risk evaluation", **Process Safety and Environmental Protection**, v. 91, n. 3, p. 159–171, 2013.

BARATI, R., SETAYESHI, S. "Human reliability analysis of the Tehran research reactor using the SPAR-H method", **Nuclear Technology and Radiation Protection**, v. 27, n. 3, p. 319–332, 2012.

BEAUTY SIJABAT, C., NOYA, S. "Application of Hira and Spar-H Method To Control Work Accident", **Jurnal Teknik Industri**, v. 15, n. 1, p. 70–79, 2014.

BELL, J., HOLROYD, J. **Review of human reliability assessment methods. Health and Safety Executive**. UK, HSE. , 2009.

BIRNBAUM, Z. W. "On the importance of different components in a multicomponent system", **Multivariate Analysis**, v. 2, p. 581–592, 1969.

BLUNDON, D. A. "Human reliability analysis using virtual emergency scenario via a bayesian network model", **(Thesis) School of Graduate Studies – Faculty of Engineering and Applied Science Memorial University of Newfoundland**, 2019.

BOBBIO, A. PORTINALE, L. MINICHINO, M. CIANCAMERLA, E. "Improving the Analysis of Dependable Systems by Mapping Fault Trees into Bayesian Networks. Realiability Engineering & System Safety", **Reliability Engineering and System Safety** 71, v. 71, p. 249–260, 2001.

BÖHLKE, M. "O sistema de salvaguardas da Agência Internacional de Energia Atômica

e os procedimentos especiais: implicações para o programa brasileiro de desenvolvimento de submarino com propulsão nuclear", **Fundação Alexandre de Gusmão**, 2022.

BORGONOVO, E., APOSTOLAKIS, G. E. "A new importance measure for risk-informed decision making", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 72, n. 2, p. 193–212, 2001.

BORGONOVO, Emanuele, CILLO, A. "Deciding with Thresholds: Importance Measures and Value of Information", **Risk Analysis**, v. 37, n. 10, p. 1828–1848, 2017.

BORING, R. L., BLACKMAN, H. S. "The origins of the SPAR-H method's performance shaping factor multipliers", **IEEE Conference on Human Factors and Power Plants**, 2007.

BOX, G. E. P., TIAO, G. C. "Bayesian Inference in Statistical Analysis", **Addison-Wesley Series in Behavioral Science: Quantitative Methods**, 1973.

BURNS, K., BONACETO, C. "An empirically benchmarked human reliability analysis of general aviation", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 194, n. July 2018, p. 106227, 2018.

CALIXTO, E., LIMA, G. B. A., FIRMINO, P. R. A. "Comparing SLIM, SPAR-H and Bayesian Network Methodologies", **Open Journal of Safety Science and Technology**, v. 03, n. 02, p. 31–41, 2013.

CHENG, J., LIU, J., CHEN, S., *et al.* "A new method for safety classification of structures, systems and components by reflecting nuclear reactor operating history into importance measures", **Nuclear Engineering and Technology**, v. 54, n. 4, p. 1336–1342, 2022.

CHEOK, M. C., PARRY, G. W., SHERRY, R. R. "Use of importance measures in risk-informed regulatory applications", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 60, n. 3, p. 213–226, 1998.

CHO, W. C., AHN, T. H. "A classification of electrical component failures and their human error types in South Korean NPPs during last 10 years", **Nuclear Engineering and Technology**, v. 51, n. 3, p. 709–718, 2019.

CIANI, L., GUIDI, G., PATRIZI, G. "Human reliability in railway engineering: Literature review and bibliometric analysis of the last two decades", **Safety Science**, v. 151, n. September 2021, p. 105755, 2022.

CNEN. **Norma CNEN NN 2.03 - Proteção contra incêndio em usinas nucleoeletricas**, 1999.

CURTIS SMITH, KNUDSEN, J., CALLEY, M., *et al.* "SAPHIRE Basics: An Introduction to Probabilistic Risk Assessment via the Systems Analysis Program for Hands-On Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Software", **Idaho National Laboratory**, 2009.

DALKEY, N., HELMER, O. "An Experimental application of the Delphi method to the use of experts", **United States Air Force Project Rand**, 1962.

DEPETRO, A., GAMBLE, G., MOINUDDIN, K. "Fire Safety Risk Analysis of Conventional Submarines", **Applied Sciences**, p. 1–31, 2021.

DEZFULI, H., KELLY, D., SMITH, C., *et al.* "Bayesian Inference for NASA Probabilistic Risk and Reliability Analysis", **National Aeronautics and Space Administration**, p. 1–275, 2009.

DIMITRIJEVIC, V. B., CHAPMAN, J. R. "Acceptability of the Risk Importance Measures in Evaluation of a Change". 1996. **Anais [...]** [S.l: s.n.], 1996. p. 245–254.

DINDAR, S., KAEWUNRUEN, S., AN, M. "Bayesian network-based human error reliability assessment of derailments", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 197, n. June 2019, p. 106825, 2020.

DOUGHERTY, E. M., FRAGOLA, J. R. "Foundations for a Time Reliability Correlation System to Quantify Human Reliability". 1988. **Anais [...]** [S.l: s.n.], 1988. p. 268–278.

E. A. WIELAND. "CAAML-1202 – MANUAL MANUAL DE COMBATE A INCÊNDIO", **Marinha do Brasil**, n. 2ª revisão, 2017.

FORESTER, J., DANG, V. N., BYE, A., *et al.* "The international HRA empirical study - lessons learned from comparing HRA methods predictions to HAMMLAB simulator data, NUREG-2127", 2014.

FRANK, S. K. "Expert-based Bayesian Network modeling for environmental management", **Frankfurt Hydrology Paper 11, Institute of Physical Geography, Goethe University Frankfurt, Frankfurt am Main, Germany**, 2015.

FUSSELL, J. B. "How to Hand-Calculate System Reliability and Safety Characteristics", **IEEE Transactions on Reliability**, v. R-24, n. 3, p. 169–174, 1975.

GABLER, U. **Projeto De Submarinos**. 1^a ed. São Paulo, AMRJ/ETCN, 1991.

GERTMAN, D.; BLACKMAN, H.; MARBLE, J.; BYERS, J.; SMITH, C. "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, NUREG/CR-6883, INL/EXT-05-00509", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 2005.

GILKS, W. R., RICHARDSON, S., SPIEGELHALTER, D. J. "Markov Chain Monte Carlo in Practice", **SPRINGER-SCIENCE+BUSINESS MEDIA, B.V.**, 1996.

GRANDISON, A., WANG, Z., GALEA, E., *et al.* "Probabilistic Framework for Onboard Fire Safety", **Fire proof - Scenario Generation Model (D1.4)**, 2012.

GROTH, K. M., SMITH, R., MORADI, R. "A hybrid algorithm for developing third generation HRA methods using simulator data, causal models, and cognitive science", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 191, n. June, p. 106507, 2019.

GROTH, K. M., SWILER, L. P. "Bridging the gap between HRA research and HRA practice: A Bayesian network version of SPAR-H", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 115, p. 33–42, 2013.

GROTH, K. M., SWILER, L. P. "Use of a SPAR-H bayesian network for predicting human error probabilities with missing observations", **11th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference and the Annual European Safety and Reliability Conference 2012, PSAM11 ESREL 2012**, v. 2, p. 1009–1018, 2012.

GUEDES, J. P. "Análise Da Confiabilidade Humana Na Operação De Uma Subestação Do Sistema Elétrico De Potência", **(Dissertação) Programa de Pós-Graduação Mestrado Profissional em Engenharia de Produção da Universidade Federal do Rio Grande do Sul**, 2017.

GUIMARÃES, L. dos S. "Síntese de Doutrina de Segurança para Projeto e Operação de Submarinos Nucleares", **(Tese) Escola Politécnica da Universidade de São Paulo**, 1999.

HALL, R. E., FRAGOLA, J., WREATHALL, J. "Post event human decision errors: operator action tree/ time reliability correlation, Nureg/Cr-3010 / BNL-NUREG-51601", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1982.

HALLBERT, B., KOLACZKOWSKI, A., LOIS, E. "The employment of empirical data and Bayesian methods in human reliability analysis: a feasibility study, NUREG/CR-6949, INL/EXT-06-11670", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 2007.

HANNAMAN, G. W., WORLEDGE, D. H. "Some developments in human reliability analysis approaches and tools", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 22, n. 1–4, p. 235–256, 1988.

HASOFER, A. M., BECK, V. R., BENNETTS, I. D. "Risk Analysis in Building Fire Safety Engineering", **Elsevier Ltd**, 2007.

HIGGINS, C. **NUCLEAR SUBMARINE DISASTERS**. First Prin ed. Philadelphia, CHELSEA HOUSE PUBLISHERS, 2002.

HIGGINS, J. C., O'HARA, J. M., LEWIS, P. M., *et al.* "Guidance for the review of changes to human actions (NUREG-1764, Rev. 1)", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 2007.

HOLLNAGEL, E. **Cognitive Reliability and Error Analysis Method**. First ed. Halden, Norway, Elsevier Science Ltd, 1998.

IAEA. "Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants", **IAEA TECDOC SERIES**, TECDOC1804, 2016.

IAEA. "Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment", **International Atomic Energy Agency**, TECDOC719, 1993.

IAEA. "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", **IAEA Safety Standards**, SSG-3, p. 108, 2010a.

IAEA. "Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (Specific Safety Guide, No. SSG-4)", **Specific Safety Guide**, SSG-4, 2010b.

IAEA. "Fundamental safety principles : safety fundamentals", **International Atomic Energy Agency**, SF-1, 2006.

IAEA. "Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants", **IAEA Safety Standards for protecting people and the environment Human**, SSG-51, 2019.

IAEA. "Safety culture in nuclear installations: guidance for use in the enhancement of safety culture", **International Atomic Energy Agency**, TECDOC1329, 2002.

IAEA. "Use of Operational Experience in Fire Safety Assessment of Nuclear Power Plants", **International Atomic Energy Agency**, TECDOC1134, 2000.

J. FORESTER, KOLACZKOWSKI, A., COOPER, S., *et al.* "ATHEANA User ' s Guide Final Report (NUREG- 1880)", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 2007.

JENSEN, F., NIELSEN, T. "Bayesian Networks and Decision Graphs", **Information Science and Statistics**, 2007.

KABIR, S., PAPADOPOULOS, Y. "Applications of Bayesian networks and Petri nets in safety, reliability, and risk assessments: A review", **Safety Science**, v. 115, n. April 2018, p. 154–175, 2019.

KELLY, D. L., SMITH, C. L. "Bayesian inference in probabilistic risk assessment-The current state of the art", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 94, n. 2, p. 628–643, 2009.

KELLY, D., SMITH, C. "Bayesian Inference for Probabilistic Risk Assessment — A Practitioner's Guidebook", **Springer Series in Reliability Engineering**, v. Series, 2011.

KHAKZAD, N. "System safety assessment under epistemic uncertainty: Using imprecise probabilities in Bayesian network", **Safety Science**, v. 116, n. March, p. 149–160, 2019.

KHAKZAD, N., KHAN, F., AMYOTTE, P. "Dynamic safety analysis of process systems by mapping bow-tie into Bayesian network", **Process Safety and Environmental Protection**, v. 91, n. 1–2, p. 46–53, 2013.

KIM, A. R., PARK, J., KIM, Y., *et al.* "Quantification of performance shaping factors (PSFs)' weightings for human reliability analysis (HRA) of low power and shutdown (LPSD) operations", **Annals of Nuclear Energy**, v. 101, p. 375–382, 2017.

KIM, Y. G. "A quantitative accident analysis model on nuclear safety culture based on Bayesian network", **Annals of Nuclear Energy**, v. 166, p. 108703, 2022.

KIM, Y., PARK, J., JUNG, W. "A classification scheme of erroneous behaviors for human error probability estimations based on simulator data", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 163, n. February, p. 1–13, 2017.

KUMAMOTO, H. "Satisfying Safety Goals by Probabilistic Risk Assessment", **Springer series in reliability engineering**, 2007.

KWAG, S., GUPTA, A., DINH, N. "Probabilistic risk assessment based model validation method using Bayesian network", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 169, n. August 2017, p. 380–393, 2018.

KYRIAKIDIS, M., MAJUMDAR, A., OCHIENG, W. Y. "Data based framework to identify the most significant performance shaping factors in railway operations", **Safety Science**, v. 78, p. 60–76, 2015.

LAUMANN, K. "Criteria for qualitative methods in human reliability analysis", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 194, n. July 2018, p. 106198, 2018.

LAUMANN, K., RASMUSSEN, M. "Suggested improvements to the definitions of Standardized Plant Analysis of Risk-Human Reliability Analysis (SPAR-H) performance shaping factors, their levels and multipliers and the nominal tasks", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 145, p. 287–300, 2016.

LAZZAROTTI, E. P., COSTA, D. "Brazil's nuclear submarine: A broader approach to the safeguards issue", **Revista Brasileira de Política Internacional**, v. 60, n. 2, 2017.

LEE, J. C., MCCORMICK, N. J. "Risk and Safety Analysis of Nuclear Systems", **John Wiley & Sons**, 2011.

LEVENSON, N. G. "Engineering a Safer World: Systems Thinking Applied to Safety", **MIT Press**, 2011.

LIU, J., ZOU, Y., WANG, W., *et al.* "A Bayesian belief network framework for nuclear power plant human reliability analysis accounting for dependencies among performance shaping factors", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 228, n. August, p. 108766, 2022.

LIU, J., ZOU, Y., WANG, W., ZHANG, L., QING, T., *et al.* "A study on assigning performance shaping factors of the SPAR-H method for adequacy human reliability analysis of nuclear power plants", **International Journal of Industrial Ergonomics**, v. 81, n. September 2020, p. 103051, 2021.

LIU, J., ZOU, Y., WANG, W., ZHANG, L., LIU, X., *et al.* "Analysis of dependencies among performance shaping factors in human reliability analysis based on a system dynamics approach", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 215, n. November 2020, 2021.

LUQUETTI DOS SANTOS, I. J. A., FRANÇA, J. E. M., SANTOS, L. F. M., *et al.* "Allocation of performance shaping factors in the risk assessment of an offshore installation", **Journal of Loss Prevention in the Process Industries**, v. 64, n. March, 2020.

MAIA, Y. L. "Uma proposta para o descomissionamento de submarinos nucleares no Brasil", **(Dissertação) Programa de Pós-Graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro**, 2015.

MANDELLI, D., MA, Z., PARISI, C., *et al.* "Measuring risk-importance in a Dynamic PRA framework", **Annals of Nuclear Energy**, v. 128, p. 160–170, 2019.

MBAKWE, A. C., SAKA, A. A., CHOI, K., *et al.* "Alternative method of highway traffic safety analysis for developing countries using delphi technique and Bayesian network", **Accident Analysis and Prevention**, v. 93, p. 135–146, 2016.

MENÊZES, R. D. C. S. "Uma Metodologia para Avaliação da Confiabilidade Humana em Atividades de Substituição de Cadeias de Isoladores em Linhas de Transmissão", **(Dissertação) Programa de Pós-Graduação em Engenharia de Produção da Universidade Federal de Pernambuco**, 2005.

MENÊZES, R. da C. S., DROGUETT, E. L. "Análise da confiabilidade humana via redes Bayesianas: uma aplicação à manutenção de linhas de transmissão", **Produção**, v. 17, n. 1, p. 162–185, 2007.

MENG, F. C. "Relationships of Fussell-Vesely and Birnbaum importance to structural importance in coherent systems", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 67, n. 1, p. 55–60, 2000.

MIRZAEI ALIABADI, M., ESMAEILI, R., MOHAMMADFAM, I., *et al.* "Human Reliability Analysis (HRA) Using Standardized Plant Analysis Risk-Human (SPAR-H) and Bayesian Network (BN) for Pipeline Inspection Gauges (PIG) Operation: A Case Study in a Gas Transmission Plant", **Health Scope**, v. 8, n. 3, 2019.

MKRTCHYAN, L., PODOFILLINI, L., DANG, V. N. "Bayesian belief networks for human reliability analysis: A review of applications and gaps", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 139, p. 1–16, 2015.

MURPHY, K. P. "Dynamic Bayesian Networks: Representation, Inference and Learning", **(Dissertation) University of California, Berkeley**, 2002.

NAZARI, T., RABIEE, A., RAMEZANI, A. "Human Error Probability Quantification using SPAR-H Method: Total Loss of Feedwater case study for VVER-1000", **Nuclear Engineering and Design**, v. 331, n. December 2017, p. 295–301, 2018.

NILSEN, T., KUDRIK, I., NIKITIN, A. "The Russian Northern Fleet Sources of

Radioactive contamination", **Bellona Report Volume 2**, v. 2, 1996.

NORSYS. **Netica**. Disponível em: <https://www.norsys.com/>. Acesso em 04/01/2019.

NRC. "An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant - specific changes to the licensing basis, draft regulatory guide DG-1226", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 2009.

NRC, U. S. "Technical basis and implementation guidelines for a technique for human event analysis (ATHEANA)", **NUREG-1624, Rev. 1**, 2000.

NAYTIKOY, A. E., MAKEΔONIAS, A. E. N. "Human Error and Maritime Safety", **ΜΑΤΣΙΔΗ ΒΑΣΙΛΙΚΗ**, 2014.

ØLGAARD, P. L. "Accidents in Nuclear Ships. NKS. NKS-RAK-2(96)TR-C3 General", **DTU**, 1996.

PAN, X., ZUO, D., ZHANG, W., *et al.* "Research on Human Error Risk Evaluation Using Extended Bayesian Networks with Hybrid Data", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 209, n. September 2020, p. 107336, 2021.

PARK, J., ARIGI, A. M., KIM, J. "A comparison of the quantification aspects of human reliability analysis methods in nuclear power plants", **Annals of Nuclear Energy**, v. 133, p. 297–312, 2019.

PARK, J., LEE, D., JUNG, W., *et al.* "An experimental investigation on relationship between PSFs and operator performances in the digital main control room", **Annals of Nuclear Energy**, v. 101, p. 58–68, 2017.

PASQUALE, V. Di, IANNONE, R., MIRANDA, S., *et al.* "An Overview of Human Reliability Analysis Techniques in Manufacturing Operations", **Operations Management**, 2013.

PIRES, L. P. "Um simulador de transientes operacionais de potência em reatores para propulsão nuclear", **(Dissertação) Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear**, 2017.

RASMUSSEN, M., STANDAL, M. I., LAUMANN, K. "Task complexity as a performance shaping factor: A review and recommendations in Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis (SPAR-H) adaption", **Safety Science**, v. 76,

p. 228–238, 2015.

RIVERO OLIVA, J. de J., SALOMÓN LLANES, J., PERDOMO OJEDA, M., *et al.* "Advanced combinatorial method for solving complex fault trees", **Annals of Nuclear Energy**, v. 120, p. 666–681, 2018.

ROSA, A. F. P., ROYER, R., LOWE, N. R., *et al.* "Estudo de caso de confiabilidade humana: uma análise quantitativa / Human reliability case study: a quantitative analysis", **Brazilian Journal of Business**, v. 3, n. 3, p. 2743–2758, 2021.

ROSA, E. A., HUMPHREYS, P. C., SPETTELL, C. M., *et al.* "Application of Slim-Maud: a Test of an Interactive Computer-Based Method for Organizing Expert Assessment of Human Performance and Reliability, Volume 1: Main Report, NUREG/CR-4016, BNL-NUREG-51828", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1985.

RUMAWAS, V., ASBJORNSLETT, B. E. "Survivability of ships at sea: A proposed model to account for human factors in a safety-critical system", **Transactions of the Royal Institution of Naval Architects Part A: International Journal of Maritime Engineering**, v. 156, n. PART A2, p. 137–148, 2014.

SANTANA, Á. L. de, REGO, L. P., FRANCÊS, C. R. L., *et al.* "Aplicação de Modelos Markovianos para a Análise Temporal e Melhoria da Interpretabilidade de Redes Bayesianas". 2007. **Anais [...]** Fortaleza, CE, XXXIX SBPO, 2007. p. 456–465.

SHIRALI, G. A., HOSSEINZADEH, T., AHAMADI ANGALI, K., *et al.* "Modifying a method for human reliability assessment based on CREAM-BN: A case study in control room of a petrochemical plant", **MethodsX**, v. 6, p. 300–315, 2019.

SI, S., LIU, M., JIANG, Z., *et al.* "System Reliability Allocation and Optimization Based on Generalized Birnbaum Importance Measure", **IEEE Transactions on Reliability**, v. 68, n. 3, p. 831–843, 2019.

SIU, N. O., KELLY, D. L. "Bayesian parameter estimation in probabilistic risk assessment", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 62, n. 1–2, p. 89–116, 1998.

SNL, NRC, U. S. "Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment, Nureg/Cr-6823", **Sandia National Laboratories / U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 2003.

SPIEGELHALTER, D., THOMAS, A., BEST, N., *et al.* "WinBUGS User Manual", n.

January, 2003.

SPÓSITO, N. H. "Just a human error ... ? Case study of a condensate vessel explosion", **Process Saf Prog.**, n. May, p. 1–5, 2022.

STEIJN, W. M. P., VAN KAMPEN, J. N., VAN DER BEEK, D., *et al.* "An integration of human factors into quantitative risk analysis using Bayesian Belief Networks towards developing a 'QRA+'", **Safety Science**, v. 122, n. October 2019, p. 104514, 2020.

SUN, Z., LI, Z., GONG, E., *et al.* "Estimating Human Error Probability using a modified CREAM", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 100, p. 28–32, 2012.

SWAIN, A. "Accident Sequence Evaluation Program: Human Reliability Analysis Procedure, Nureg/Cr-4772, SAND86 - 1996", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1987.

SWAIN, A. D. "Human reliability analysis: Need, status, trends and limitations", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 29, n. 3, p. 301–313, 1990.

SWAIN, D., GUTTMANN, H. E. "Handbook of reliability analysis with emphasis on nuclear plant applications - Final Report, NUREG/CR- 1278, SAND80-0200", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1983.

U.S. NRC. "A Review of NRC Staff Uses of Probabilistic Risk Assessment (NUREG-1489)", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1994.

U.S.NRC. "EPRI/NRC-RES Power Facilities Fire PRA Methodology for Nuclear Volume 2: Detailed Methodology, Final Report, EPRI-1011989, NUREG/CR-6850", **Electric Power Research Institute / U.S. Nuclear Regulatory Commission**, v. 2, 2005.

UNG, S. T. "A weighted CREAM model for maritime human reliability analysis", **Safety Science**, v. 72, p. 144–152, 2015.

VAN DER BORST, M., SCHOONAKKER, H. "An overview of PSA importance measures", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 72, n. 3, p. 241–245, 2001.

VASSALOS, D., SPYROU, K., THEMELIS, N., *et al.* "Probabilistic Framework for Onboard Fire Safety - FIREPROOF", 2012.

VESELY, W. E. "A time-dependent methodology for fault tree evaluation", **Nuclear Engineering and Design**, v. 13, n. 2, p. 337–360, 1970.

VESELY, W. E. "Reservations on "ASME risk-based inservice inspection and testing:

- An outlook to the future””, **Risk Analysis**, v. 18, n. 4, p. 423–425, 1998.
- VESELY, William E., DAVIS THOMAS, C., DENNING, R. S., *et al.* "Measures of Risk Importance and Their Applications, NUREG/CR-3385, BMI-2103", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1983.
- W. E. VESELY, GOLDBERG, F. F., ROBERTS, N. H., *et al.* "Fault Tree Handbook (NUREG-0492)", **U.S. Nuclear Regulatory Commission**, 1981.
- WANG, W., LIU, X., QIN, Y. "A modified HEART method with FANP for human error assessment in high-speed railway dispatching tasks", **International Journal of Industrial Ergonomics**, v. 67, n. September 2017, p. 242–258, 2018.
- WANG, Y. F., QIN, T., LI, B., *et al.* "Fire probability prediction of offshore platform based on Dynamic Bayesian Network", **Ocean Engineering**, v. 145, n. August, p. 112–123, 2017.
- WANG, Z., ZENG, S., GUO, J., *et al.* "A Bayesian network for reliability assessment of man-machine phased-mission system considering the phase dependencies of human cognitive error", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 207, n. December 2020, p. 107385, 2021.
- WENG, J., YANG, D., CHAI, T., *et al.* "Investigation of occurrence likelihood of human errors in shipping operations", **Ocean Engineering**, v. 182, n. May, p. 28–37, 2019.
- WHALEY, A. M., KELLY, D. L., BORING, R. L., *et al.* "SPAR-H Step-by-Step Guidance", **Idaho National Laboratory**, 2011.
- WILLIAMS, J. C. "A data-based method for assessing and reducing human error to improve operational performance, Proceedings of IEEE 4th Conference on Human factors in Power Plants, Monterey, CA, 6-9 June.". 1988. **Anais** [...] [S.l: s.n.], 1988.
- WOO, S., RYUM, A., SU, J., *et al.* "Annals of Nuclear Energy Development of a qualitative evaluation framework for performance shaping factors (PSFs) in advanced MCR HRA", **Annals of Nuclear Energy**, v. 38, n. 8, p. 1751–1759, 2011.
- WU, G., MAO, Y., HE, Y., *et al.* "Safety archetypes identification and behavior simulation for nuclear power plant operation human reliability improvement", **Annals of Nuclear Energy**, v. 174, 2022.
- XIN, J., HUANG, C. "Fire risk analysis of residential buildings based on scenario clusters

and its application in fire risk management", **Fire Safety Journal**, v. 62, p. 72–78, 2013.

XU, Q., XU, K. "Risk assessment of rail haulage accidents in inclined tunnels with Bayesian network and bow-tie model", **Current Science**, v. 114, n. 12, p. 2530–2538, 2018.

ZHANG, L., WU, S., ZHENG, W., *et al.* "A dynamic and quantitative risk assessment method with uncertainties for offshore managed pressure drilling phases", **Safety Science**, v. 104, n. January, p. 39–54, 2018.

ZHAO, Y., SMIDTS, C. "CMS-BN: A cognitive modeling and simulation environment for human performance assessment, part 2 — Application", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 213, n. February, p. 107775, 2021a.

ZHAO, Y., SMIDTS, C. "CMS-BN: A cognitive modeling and simulation environment for human performance assessment, part 2 — Application", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 213, n. February, p. 27–29, 2021b.

ZHENG, X., BOLTON, M. L., DALY, C., *et al.* "The development of a next-generation human reliability analysis: Systems analysis for formal pharmaceutical human reliability (SAFPH[Formula presented])", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 202, p. 106927, 2020.

ZHOU, J. L., LEI, Y. "A slim integrated with empirical study and network analysis for human error assessment in the railway driving process", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 204, n. December 2019, p. 107148, 2020.

ZHOU, J. L., LEI, Y., CHEN, Y. "A hybrid HEART method to estimate human error probabilities in locomotive driving process", **Reliability Engineering and System Safety**, v. 188, n. January, p. 80–89, 2019.

ZHOU, Q., WONG, Y. D., LOH, H. S., *et al.* "A fuzzy and Bayesian network CREAM model for human reliability analysis – The case of tanker shipping", **Safety Science**, v. 105, n. November 2016, p. 149–157, 2018.