



DIRETRIZES OPERACIONAIS PARA A POSTULAÇÃO DE CENÁRIOS
ACIDENTAIS DE INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA SUBMARINOS
DE PROPULSÃO NUCLEAR

Leonardo Amorim do Amaral

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

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e
Melo

Rio de Janeiro

Março de 2016

DIRETRIZES OPERACIONAIS PARA A POSTULAÇÃO DE CENÁRIOS
ACIDENTAIS DE INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA SUBMARINOS
DE PROPULSÃO NUCLEAR

Leonardo Amorim do Amaral

DISSERTAÇÃO 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 MESTRE
EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

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

Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Prof. Marcelo Ramos Martins, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL
MARÇO DE 2016

Amaral, Leonardo Amorim do

Diretrizes Operacionais para a Postulação de Cenários Acidentais de Instalações de Apoio em Terra para Submarinos de Propulsão Nuclear/Leonardo Amorim do Amaral – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2016.

XXII, 149 p.:il.; 29,7 cm.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo.

Dissertação (mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2016.

Referências Bibliográficas: p. 121-128.

1. Diretrizes Operacionais. 2. Cenários Acidentais. 3. Instalações de Apoio em Terra para Submarino de Propulsão Nuclear. I. Melo, Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

“A mente será da mesma qualidade que aquilo de que se alimenta, a colheita da mesma natureza que a semente semeada.”

Ellen G. White

AGRADECIMENTOS

A Deus, pela fidelidade de seu amor incondicional, pela saúde e capacidade intelectual para alcançar a vitória ao fim desta longa jornada. Mais uma vez cumpre-se a sua palavra, pois “*tudo posso em Cristo Jesus que me fortalece.*”

A minha esposa Marta que me apoiou para que esta jornada tivesse sucesso, tornando-a possível de se realizar. Aos meus filhos Jonathan, Júlia e Gabriela por serem fruto da minha motivação e pela compreensão ao longo desses três anos, permitindo minha dedicação aos estudos. Aos meus pais Saratiel e Janeide pela educação sólida e consistente que me proporcionaram, pois sem ela, esse momento não existiria.

Ao CMG (RM1) Yram Maia Leite pelas orientações prestadas ao longo do desenvolvimento dessa pesquisa. Suas contribuições foram, por demais, relevantes.

Ao CMG(T-RM1) Newton José Ferro pela confiança, apoio moral e orientações sempre seguras para o desenvolvimento dessa pesquisa.

Aos meus Comandantes, o CMG (FN) Ludovico Alexandre Cunha Velloso, o CMG (FN) Antônio Nascimento Borges (*in memoriam*), o CMG (FN) Luiz Caetano Boaventura Bresciani e o CF (FN) Joe Yusa, pela confiança em mim depositada e apoio durante o período de estudos e de desenvolvimento dessa pesquisa.

Ao professor Paulo Fernando Frutuoso e Melo pelas orientações necessárias, encorajamento, paciência e zelo para que esta pesquisa fosse concluída.

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

DIRETRIZES OPERACIONAIS PARA A POSTULAÇÃO DE CENÁRIOS
ACIDENTAIS DE INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA SUBMARINOS
DE PROPULSÃO NUCLEAR

Leonardo Amorim do Amaral

Março/2016

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho tem como objetivo descrever as diretrizes operacionais que serão realizadas nas instalações de apoio em terra para submarino de propulsão nuclear.

Uma abordagem da concepção dessas instalações é apresentada, descrevendo as operações realizadas quando o submarino de propulsão nuclear estiver recebendo apoio de terra. Os impactos de segurança nuclear e não nuclear, referentes a essas diretrizes são abordados ao longo da vida operacional (proposta no trabalho) do submarino em lide.

Posteriormente, faz-se um estudo de caso para uma das operações descritas (remoção e transporte de rejeito líquido) por duas formas distintas, utilizando a técnica Análise Preliminar de Perigos a fim de qualificar o risco com a postulação de cenários acidentais. De modo comparativo, calcula-se o risco para os referidos cenários e recomendações são propostas para minimização ou mitigação dos seus efeitos.

Por fim, conclui-se que a metodologia para as diretrizes propostas poderá ser utilizada para outras operações descritas.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

OPERATIONAL GUIDELINES FOR ACCIDENTAL SCENARIOS POSTULATION
IN SHORE-BASED SUPPORT INSTALLATIONS FOR NUCLEAR POWERED
SUBMARINES

Leonardo Amorim do Amaral

March/2016

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This study intends to describe the operational guidelines that will be carried out in shore-based support installations for nuclear powered submarines.

An approach to the concept of the installations is presented, describing the operations performed when the nuclear powered submarine is receiving shore-based support. The nuclear and nonnuclear safety impacts related to these guidelines are covered throughout the proposed operational life for submarine.

Later, a case study is made for one of the operations described (removal and transfer of liquid radioactive waste) by two distinct ways, using the Preliminary Hazard Analysis technique in order to qualify the risk relative to the postulation of accidental scenarios. Comparatively, the risk for the referred scenarios is calculated and recommendations are proposed to minimize or mitigate its effects.

Finally, it is concluded that the methodology for the proposed guidelines may be used for further described operations.

SUMÁRIO

CAPÍTULO 1 - INTRODUÇÃO	1
1.1. Contextualização	1
1.2. Objetivo do Estudo	1
1.3. Justificativa e Uso dos Resultados	2
1.4. Delimitação do Estudo	3
1.5. Apresentação do Trabalho	3
CAPÍTULO 2 - REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	6
2.1. Conceitos e Definições sobre Análise de Segurança	8
2.1.1. Análise de Segurança	8
2.1.2. Avaliação de Segurança	9
2.1.3. Segurança Nuclear	9
2.1.4. Falha	9
2.1.5. Segurança ou Prevenção de Perdas (<i>loss prevention</i>)	9
2.1.6. Incidente	9
2.1.7. Acidente	10
2.1.8. Acidente Postulado	10
2.1.9. Evento Indesejado	10
2.1.10. Evento Iniciador	11
2.1.11. Cenário	11
2.1.12. Cenário Acidental	11
2.1.13. Perigo	11
2.1.14. Risco	11
2.1.15. Avaliação de Risco	12
2.1.16. Gestão de Riscos	12

2.2. Tipos de Acidentes em Instalações Nucleares	13
2.3. Defesa em Profundidade	14
2.4. Filosofia de Segurança	16
2.4.1. Medidas de Segurança	16
2.4.1.1. Projeto das Instalações	17
2.4.1.2. Durante a Fase de Operação	17
2.4.1.3. No Caso da Ocorrência um Acidente	17
2.4.2. Funções de Segurança	18
2.5. Objetivos Fundamentais de Segurança	18
2.6. Avaliação de Segurança	19
2.7. Análise de Segurança	20
2.8. Abordagem Probabilística e Determinística de Segurança	21
2.8.1. Abordagem Determinística	21
2.8.2. Abordagem Probabilística de Segurança	22
2.9. Análise de Riscos	22
2.10. Análise Formal de Segurança (<i>Formal Safety Assessment</i>)	23
2.11. Perigos Internos e Externos	25
2.12. Acidentes de Base de Projeto	26
2.13. Identificação de Perigos	26
2.13.1. Listas de Verificação de Perigos de Processos (<i>Process Hazard Checklists</i>)	28
2.13.2. E, se? (<i>What If?</i>)	28
2.13.3. Estudo de Perigos e Operabilidade (<i>HAZOP</i>)	29
2.13.4. Revisão de Segurança (<i>Safety Review</i>)	29
2.13.5. Análise de Modos e Efeitos de Falhas (<i>FMEA</i>)	30
2.13.6. Análise de Modos, Criticalidade e Efeitos de Falhas (<i>FMECA</i>).	30
2.13.7 Análise Preliminar de Perigos (<i>APP</i>)	31
2.14. Acidentes Ocorridos com Submarinos Nucleares	39
	ix

**CAPÍTULO 3 - REQUISITOS PARA UM PLANO DIRETOR PARA O APOIO
AO SUBMARINO DE PROPULSÃO NUCLEAR** 44

3.1. Panorama Geral para os Sítios de Instalações Nucleares 44

3.2. Gênese de um Sítio Nuclear 45

3.3. Procedimento para a Análise de Segurança 46

3.4. Descrição da Instalação de Apoio em Terra para o SPN Brasileiro 46

3.4.1. Área norte da Base Naval 48

3.4.2. Unidade de Fabricação de Estruturas Metálicas (UFEM) 48

3.4.3. Estaleiro e área sul da Base Naval 49

3.5. Abordagens de Segurança e Demonstração de Segurança 50

3.5.1. Níveis de análise 50

3.5.2. Estudos de impacto radiológico 51

3.6. Instalação de Apoio em Terra 51

3.7. Requisitos de Projeto 52

3.8. Avaliação do Apoio Necessário para a Segurança Nuclear 53

3.9. Seleção dos Níveis de Apoio e de Manutenção Fornecidos pelas Estações de
Recebimento do CR-EBN 54

3.9.1. Suporte Leve 54

3.9.2. Suporte Pesado 54

3.10. Níveis de Manutenção 54

3.11. Premissas para o Nível de Apoio em Cais e Docas 55

3.12. Premissas para o Nível de Apoio na Área da Construção 55

**CAPÍTULO 4 - DESCRIÇÃO DE SISTEMAS DE APOIO AO SUBMARINO DE
PROPULSÃO NUCLEAR** 57

4.1 Interfaces Necessárias 57

4.2. Instalações de Apoio 58

4.3. Funções Diretamente Envolvidas nas Questões de Segurança	59
4.3.1. Fornecimento de Energia	59
4.3.2. Garantia de Resfriamento	61
4.3.2.1. Sistema de Resfriamento por Água do Mar	63
4.3.2.2. Sistema de resfriamento por água doce	64
4.3.3. Injeção de segurança	64
4.3.4. Ventilação do Compartimento do Reator	65
4.3.5. Coleta de Efluentes Radioativos	65
4.4. Instalações Potencialmente Perigosas ou Capazes de Transmitir Riscos	65
4.4.1. Sistemas de ar de alta pressão	65
4.4.2. Obras Civas dos Cais e Diques	66
4.4.3. Berços nos Diques	67
4.4.4. Gruas de Acesso ao Navio	67
4.4.5. Dispositivos Manuais Próximos ao SPN	68
4.4.6. Estações de Bombeamento do Dique	68
4.4.7. Porta do Dique	69
4.4.8. Dispositivos de Transporte	69
4.4.9. Distribuição de Óleo Combustível	70
4.5. Apoio às Instalações Nucleares em Terra	70
4.5.1. Fornecimento de Energia Elétrica	70
4.5.2. Ar Comprimido	71
4.5.3. Resfriamento	71
4.6. Oficinas Móveis (<i>Mobile Workshop</i>)	71
4.7. Sistemas de Apoio dos Cais e dos Diques	72
4.7.1. Estrutura do Cais	72
4.7.1.1. Enrocamento	73
4.7.1.2. Estaqueamento	73

4.7.1.3. Parede Lateral	73
4.7.1.4. Outras Estruturas de Apoio no Cais	73
4.7.1.5. Funções da Estrutura do Cais	73
4.7.1.6. Características dos Cais do Ponto de Vista da Segurança Nuclear	74
4.8. Instalações de Suporte Nuclear ao SPN nos Cais e nos Diques do CR-EBN	74
4.9. Instalações de Suporte não Nuclear ao SPN nos Cais e Diques	75
4.10. Instalações de Suporte Radiológico nos Cais e Diques do CR-EBN	76
4.11. Instalações de Suporte à Manutenção do SPN nos Cais e Diques do CR-EBN	76
4.12. Serviços da Base Naval	77

CAPÍTULO 5 - PRINCÍPIOS GERAIS USADOS PARA CARACTERIZAR PERIGOS EXTERNOS PARA AS INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA SPN

79

5.1. Terremoto	79
5.2. Eventos Metereológicos Extremos	80
5.3. Inundações	81
5.4. Relâmpagos	82
5.5. Incêndios	82
5.6. Ondas de Sobrepressão	83
5.7. Queda de Aeronaves	84
5.8. Colisões	85
5.9. Deslizamentos de Terra	85

CAPÍTULO 6 - DESCRIÇÃO DE OPERAÇÕES REALIZADAS EM UMA INSTALAÇÃO DE APOIO EM TERRA PARA SPN

87

6.1. Estados do Reator	88
6.1.1. Desligado a Quente	88
6.1.2. Em Potência Nominal para a Carga Elétrica	89

6.1.3. Em Prontidão a Quente	89
6.1.4. Desligado a frio	90
6.1.5. Aquecimento	90
6.1.6. Resfriamento	90
6.1.7. Pós-incidental	91
6.1.8. Pós-acidental	91
6.1.9. Condição Incidental e Acidental no Cais	91
6.2. Estados da Planta Propulsora no Cais	91
6.2.1. Parada Longa	92
6.2.2. Propulsão Disponível	92
6.2.3. Parada Temporária	92
6.2.4. Parada quente	92
6.2.5. Condição degradada	92
6.3. Ciclo Operativo do SPN	92
6.3.1. Ciclo de Vida do SPN	93
6.3.2. Ciclo de Manutenções do SPN	95
6.3.3. Períodos de Manutenção do SPN	95
6.3.4. Período de Manutenção de Rotina (PMR)	97
6.3.5. Período de Docagem de Rotina (PDR)	98
6.3.6. Período de Manutenção Geral (PMG)	98
6.3.7. Período de Docagem Final (PDF)	98
6.3.8. Operações Adicionais	98
6.4. Movimentação do SPN na Base Naval	99
6.5. Passagem de Utilidades	99
6.6. Operações Durante as Manutenções do SPN	99
6.6.1. Manutenção dos Sistemas de Segurança Nuclear	100

6.6.1.1. Manutenção no Sistema elétrico do SPN	100
6.6.1.2. Cargas e Testes de Baterias	100
6.6.1.3. Manutenção dos Geradores Diesel do SPN	101
6.6.2. Abastecimento ou Retirada de Óleo Diesel do SPN	101
6.6.3. Manutenção no sistema de refrigeração do SPN	101
6.6.4. Movimentação de Armamentos	102
6.6.5. Manobras de Peso	102
6.6.6. Operação com Rejeitos Radioativos	102
6.6.6.1. Operação de Remoção e Movimentação de Rejeitos Líquidos	103
6.6.6.2. Operação de Remoção e Movimentação de Rejeitos Gasosos	103
6.6.6.3. Operação de Remoção e Movimentação de Rejeitos Sólidos	104
6.6.6.4. Operação de Ventilação do Compartimento do Reator	104
6.6.6.5. Operação de Troca de Combustível	104
6.7. Níveis de Potência do Reator do SPN Admitidas	105
CAPÍTULO 7 - ESTUDO DE CASO LEVANDO EM CONSIDERAÇÃO AS DIRETRIZES OPERACIONAIS DAS INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA O SPN	107
7.1. Características Gerais do SPN	107
7.2. Descrição da Operação	109
7.3. Remoção por Mangueira	109
7.4. Remoção por Ampolas à Vácuo	110
7.5. Transporte do Rejeito Líquido à UTRL	112
7.6. Realização da APP	112
7.7. Resultados da APP	113
7.7.1. Resultados da APP para a Operação Realizada por Mangueira	113
7.7.2. Resultados da APP para a Operação Realizada por Ampola	115
7.7.3. Comparação dos Resultados das Operações	116

CAPÍTULO 8 - CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	118
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	121
APÊNDICE A - ANÁLISE PRELIMINAR DE PERIGOS PARA A OPERAÇÃO DE REMOÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS LÍQUIDOS POR MANGUEIRA	129
APÊNDICE B - ANÁLISE PRELIMINAR DE PERIGOS PARA A OPERAÇÃO DE REMOÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS LÍQUIDOS POR AMPOLA	135
APÊNDICE C - CÁLCULO DAS FREQUÊNCIAS DOS CENÁRIOS ACIDENTAIS	140

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 2.1 – Ocorrência de Acidente	10
Figura 2.2 – Fluxograma de uma Avaliação de Risco	12
Figura 2.3 – Esquema Gráfico do Processo de Avaliação do Risco	13
Figura 2.4 – Níveis de Defesa em Profundidade	15
Figura 2.5 – Passos Propostos pela FSA (IMO, 2002)	24
Figura 2.6 – Estrutura de Análise de Risco e Identificação de Perigosas	27
Figura 2.7 – Matriz de Classificação de Risco – Frequência x Severidade	37
Figura 3.1 – Concepção Artística do CR-EBN em Itaguaí	47
Figura 3.2 – Unidade de Fabricação de Estruturas Metálicas	49
Figura 4.1 – Seções do SPN	57
Figura 4.2 – Dique de HMNB Plymouth, Inglaterra	66
Figura 4.3 – Grua de Acesso de um submarino inglês em processo de descomissionamento	67
Figura 4.4 – Imagem Interna de um Dique Seco	69
Figura 4.5 – Posicionamento do Mobile sobre o Compartimento do Reator do SPN	71
Figura 4.6 – Estrutura de Vista Transversal do Cais em Parâmetro Aberto	72
Figura 4.7 – Concepção Artística da Área da Base Naval de Itaguaí	77
Figura 6.1 – Ilustração dos Períodos de Manutenção para um SPN	94
Figura 6.2 – Operação de Troca de Combustível de um SPN russo	105
Figura 7.1 – Misturador BIN	111
Figura 7.2 – Rota de Transporte do Rejeito Líquido do Cais para a UTRL	112
Figura 7.3 – Matriz de Risco para a Operação de Remoção de Rejeito Líquido por Mangueira	114

Figura 7.4 – Matriz de Risco para a Operação de Remoção de Rejeito Líquido por Ampola

115

ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 2.1 – Níveis de Defesa em Profundidade	15
Tabela 2.2 – Informações Necessárias para a Realização da APP	31
Tabela 2.3 – Composição Recomendável de uma Equipe de APP	32
Tabela 2.4 – Exemplo de Planilha de uma APP	34
Tabela 2.5 – Categorias de Frequências de Ocorrência dos Cenários	35
Tabela 2.6 – Categorias de Severidade dos Perigos Identificados	36
Tabela 2.7 – Legenda da Matriz de Classificação de Risco	37
Tabela 2.8 – Valores Médios da Atividade de Radionuclídeos Específicos (cont.)	40
Tabela 4.1 – Utilidades se Suporte não Nuclear ao SPN no Cais e no Dique	75
Tabela 4.2 – Facilidades de Apoio à Manutenção no Cais e no Dique	77
Tabela 6.1 – Visa Operacional dos Primeiros Submarinos Nucleares por Nação	93
Tabela 6.2 – Equivalência entre os Períodos de Manutenção do SPN	96
Tabela 6.3 – Esquema de um Possível Ciclo de Manutenções do SPN	96
Tabela 6.4 – Quantitativo de Períodos de Manutenção do SPN ao Longo de sua Vida Útil	97
Tabela 6.5 – Cargas Térmicas para as Condições de Operações do SPN no CR-EBN	106
Tabela 7.1 – Limite de Doses Anuais	108
Tabela 7.2 – Classificação de Rejeitos Líquidos	108
Tabela 7.3 – Equipamentos Utilizados na Operação de Remoção de Rejeitos Líquidos com suas Respectivas Taxas de Falhas	110

Tabela 7.4 – Classificação das Categorias de Severidade para a Estimativa de Quantidade de Líquido Radioativo Vazado	113
Tabela C.1 – Fator Relativo de Atividade	141
Tabela C.2 – Fator Relativo ao Estresse Temporário em Função da Atividade	142
Tabela C.3 – Fator Relativo às Qualidades do Operador	142
Tabela C.4 – Fator Relativo à Ansiedade Relacionada com a Atividade	142
Tabela C.5 – Fator Ergonômico da Atividade	142

LISTA DE SÍMBOLOS

ABDAN – Associação Brasileira para o Desenvolvimento de Atividades Nucleares
ALARA – *As Low As Reasonably Achievable*
ALARP – *As Low As Reasonably Practicable*
APP – Análise Preliminar de Perigos
APS – Análise Probabilística de Segurança
ATWS – *Anticipated Transient Without Scram*
CMASM – Centro de Mísseis e Armas Submarinas
CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear
COGESN – Coordenadoria Geral do Programa de Desenvolvimento do Submarino com Propulsão Nuclear
CR – Complexo Radiológico
CR-EBN – Complexo Radiológico do Estaleiro e Base Naval
CRR – Compartimento para a Remoção da Resina
DCNS – *Direction des Constructions Navales et Services*
DLM – Depot Level of Maintenance
EBN – Estaleiro e Base Naval
EMA – Estado Maior da Armada
FAO – Frequência Anual de Ocorrência
 F_c – Frequência do Cenário Acidental
FIS – Funções Importantes para Segurança Nuclear
FMEA – *Failure Mode and Effect Analysis*
FMECA – *Failure Mode, Effect and Criticality Analysis*
 F_{op} – Frequência de Realização da Operação
FSA – *Formal Safety Assessment*
GV – Gerador de Vapor
HAZOP – *Hazard and Operability Studies*
IAEA – *International Atomic Energy Agency*
ICN – Itaguaí Construções Navais
ILM – *Intermediate Level of Maintenance*
IMA – *Intermediate Maintenance Availability*

IMO – *International Maritime Organization*
IPSN – *Institut de Protection et Sûreté Nucleaire*
IPN – Instalação Propulsora Nuclear
IRSN – *Institut de Radioprotection et Sûreté Nucleaire*
LMCR – *Liquid Metal Cooled Reactor*
LOCA – *Loss of Coolant Accident*
MB – Marinha do Brasil
NRC – *Nuclear Regulatory Commission*
NRTS – *National Reactor Testing Station*
OGS – Objetivos Gerais de Segurança
OLM – *Organization Level of Maintenance*
OM – Organização Militar
PDF – Período de Docagem Final
PDR – Período de Docagem de Rotina
 P_f – Probabilidade de Falha
 P_h – Probabilidade de Falha Humana
PMG – Período de Manutenção Geral
PMR – Período de Manutenção de Rotina
PROSUB – Programa de Desenvolvimento de Submarinos
PSA – *Post Shakedown Availability*
PWR – *Pressurized Water Reactor*
ROH – *Regular Overhaul*
SDCP – Sistema de Desgaseificação do Circuito Primário
SDV – *Screening Distance Value*
SL – *Seismic Level*
SMRG – Sistema de Movimentação de Rejeitos Gasosos
SPN – Submarino de Propulsão Nuclear
SRA – *Selected Restrictive Availability*
SRP – *Submarine Revalidation Period*
SRR – Sistema de Resfriamento do Reator
SVCR – Sistema de Ventilação do Compartimento do Reator
TESEO – Técnica Empirica Stima Errori Operati

UFEM – Unidade de Fabricação de Estruturas Metálicas

UTR – Unidade de Tratamento de Rejeito

UTRG – Unidade de Tratamento de Rejeito Gasoso

UTRL – Unidade de Tratamento de Rejeito Líquido

UTRS – Unidade de Tratamento de Rejeito Sólido

VRRL – Vaso de Remoção de Rejeitos Líquidos

VT – Veículo de Transporte

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

1.1. Contextualização

Brasil e França firmaram, em 2008, um acordo, a fim de viabilizar a produção do primeiro submarino brasileiro de propulsão nuclear – SPN e de mais quatro submarinos de propulsão convencional diesel-elétrico. Esse acordo é conhecido como Programa de Desenvolvimento de Submarinos – PROSUB. Para a sua execução, a Marinha do Brasil – MB contratou a empresa francesa de construção naval, Direction des Constructions Navales et Services – DCNS, que se associou à empresa brasileira Odebrecht para formar a Itaguaí Construções Navais – ICN.

Além da concepção do SPN, bem como do seu licenciamento perante a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), órgão governamental responsável pelo licenciamento de instalações nucleares no Brasil, há ainda o complexo sistema de apoio em terra, o Estaleiro e a Base Naval, localizados na cidade de Itaguaí-RJ, onde serão realizadas as etapas de montagem, lançamento, operação, atracação e manutenção dos submarinos, com área de 487 mil m².

Esse complexo sistema de apoio em terra aos submarinos deve contemplar a realização de uma análise de segurança TALARICO (2015), em virtude de apoiar, quando necessário, o SPN quando estiver atracado ou docado no referido complexo naval, realizando as atividades de rotina ou não e, por também possuir um complexo radiológico que terá o objetivo de tratar e armazenar materiais radiológicos do SPN.

1.2. Objetivo do Estudo

GUIMARÃES (1999) propôs uma doutrina de segurança, até então inexistente, adequando os conceitos, técnicas e práticas de engenharia nuclear e naval. Ele considerou que a análise de segurança das instalações de apoio em terra para o SPN seria um estudo complementar à análise de segurança do próprio submarino.

TALARICO (2015) cita que “a adoção do processo de Tomada de Decisão com Informação no Risco, para o que chama de Instalações Industriais Especiais pode ser viável”. Para este estudo, essas instalações serão denominadas de instalações de apoio em terra.

Portanto, a postulação e classificação de cenários de operação para o conjunto formado pelo SPN e pelas instalações de apoio em terra poderá auxiliar a compreensão do problema da segurança nuclear nas mesmas. A importância de se postular cenários acidentais para esse tipo de instalação torna-se muito relevante para uma melhor gestão do risco e a minimização de acidentes com consequências indesejáveis.

Contudo, fazer uma análise de segurança para todos os possíveis cenários acidentais demandará um grande esforço de equipes de pessoal técnico e qualificado, que ao longo do projeto deverá se empenhar para tal.

Logo, o presente estudo tem o objetivo de propor diretrizes operacionais para as instalações de apoio em terra para o SPN, de modo a criar condições para a postulação de possíveis cenários acidentais que possam ocorrer nas mesmas quando o SPN estiver recebendo apoio para realizar suas atividades, principalmente, de manutenção, isto é, quando estiver atracado em um cais ou em um dique.

O trabalho ainda se propõe a realizar um estudo de caso onde será feita uma análise de segurança para uma atividade específica que será a transferência de rejeitos líquidos produzidos pelo SPN de duas formas distintas de execução, a fim de compará-las quanto ao risco, usando a técnica da Análise Preliminar de Perigos - APP. Esse estudo de caso tem o objetivo de mostrar a viabilidade da técnica, de acordo com as diretrizes operacionais propostas.

1.3. Justificativa e Uso dos Resultados

O presente trabalho poderá servir de subsídio para possíveis análises de segurança, referentes às atividades operacionais realizadas em instalações de apoio em terra para o SPN no Brasil, já que há uma grande dificuldade de se encontrar material científico disponível em fonte aberta que trate do tema, em virtude de ser um assunto sensível para a defesa e segurança dos países que detêm essa tecnologia.

A aplicação dos resultados obtidos poderá servir de subsídios à MB para que se valha da metodologia utilizada para outros tipos de atividades que serão realizadas quando o submarino estiver em manutenção nessas instalações, como por exemplo, a troca dos elementos combustíveis do reator.

Outra aplicação será a possibilidade de, após obtidos os resultados, tomar uma decisão por um dos métodos ou formas de operação, segundo a classificação de risco encontrada.

1.4. Delimitação do Estudo

Por se tratar de um tema com muitos assuntos classificados como reservados, o presente estudo se baseia nas informações em fontes abertas. Além disso, dados necessários ao desenvolvimento do trabalho que, por este motivo, não puderem ser encontrados em fontes abertas, serão postulados por hipóteses consistentes e justificadas.

Portanto, o trabalho limitar-se-á a:

- a) apresentar diretrizes operacionais do SPN que afetarão significativamente, a segurança naval e nuclear quando o mesmo estiver recebendo apoio das instalações de apoio em terra;
- b) realizar a postulação de cenários acidentais em atividades de remoção e transporte de rejeitos líquidos do SPN, quando o mesmo estiver atracado no cais de duas formas distintas de execução;
- c) classificar esses cenários quanto ao risco para cada uma das formas de execução de remoção e transporte do rejeito líquido;
- d) comparar as duas formas de execução de remoção e transporte de rejeito líquido para se estabelecer qual das duas minimizará os riscos de vazamentos e possíveis consequências.

1.5. Apresentação do Trabalho

As instalações de apoio em terra de SPN podem ser consideradas como um sítio de uma usina nuclear de geração de eletricidade como o de Angra 1 e 2 para fins de licenciamento, tendo em vista que essas instalações serão fixas e só serão consideradas nucleares quando estiverem apoiando o referido submarino quando atracado em um dos cais, em um dos diques ou no elevador de navios (*shiplift*).

Entretanto, as atividades inerentes à realização desse apoio necessitam ser levantadas, a fim de se verificar e classificar possíveis cenários acidentais. Esse estudo deverá avaliar os riscos e criar medidas para reduzir as chances de ocorrência de acidentes que possam levar ao vazamento de material radioativo nas operações realizadas quando o SPN estiver presente nas instalações em lide.

Os cenários postulados basear-se-ão nas atividades sabidas que ocorrerão nas instalações de apoio em terra ao longo da vida útil do SPN. Também serão baseados na

experiência de militares especialistas da MB (submarinistas e engenheiros navais) e na literatura científica de fonte aberta.

Será empregada a técnica Análise Preliminar de Perigos - APP para a postulação dos cenários acidentais, pois se trata de uma técnica estruturada para identificar os perigos potenciais, como uma análise qualitativa, decorrentes da instalação de novas unidades/sistemas ou da operação de unidades/sistemas existentes que usam materiais perigosos.

No Capítulo 2 é feita uma revisão bibliográfica onde são abordados breves comentários e conceitos sobre a Análise de Segurança, alguns acidentes ocorridos com submarinos nucleares em período de manutenção em instalações de apoio em terra, além de uma revisão das técnicas de identificação de perigos.

No Capítulo 3 são abordados os requisitos para um plano diretor para as instalações de apoio em terra para o SPN. É descrito um panorama geral para sítios de instalações nucleares que podem ser aplicados a esses tipos de instalações em estudo. Neste capítulo também é abordada a descrição do empreendimento do Complexo Radiológico e Base Naval de Itaguaí – CR-EBN e os níveis de apoio e de manutenção que serão fornecidos por essas instalações ao SPN.

No Capítulo 4 são descritos os sistemas de apoio ao SPN como o fornecimento de energia elétrica, sistema de resfriamento e de injeção de segurança. Também são descritas as instalações potencialmente perigosas ou capazes de transmitir riscos nucleares e radiológicos e instalações que prestam apoio e serviços para o SPN.

No Capítulo 5 são apresentados alguns princípios que são usados pelas normas internacionais para caracterizar perigos externos para as instalações de apoio em terra para SPN.

No Capítulo 6 são abordadas as operações que, possivelmente, serão realizadas nas instalações de apoio em terra para o SPN. Neste capítulo são descritos os possíveis estados de potência do reator nuclear do SPN quando estiver presente no cais ou dique. Também é proposto um ciclo operativo para o SPN e descritos os tipos de operações que ocorrerão nas instalações de apoio em terra.

O Capítulo 7 se propõe a realizar, de posse das informações nas descrições dos capítulos anteriores, um estudo de caso de Análise de Segurança qualitativa com o uso da técnica de identificação de perigos APP, para a operação de remoção e transporte de rejeito líquido radioativo produzido pelo SPN realizada no cais do CR-EBN para duas formas distintas de remoção desse rejeito. Os cenários acidentais postulados no estudo

serão classificados quanto ao risco e realizada a comparação entre as duas formas distintas de operação.

O Capítulo 8 apresenta as conclusões gerais do trabalho fundamentadas nas proposições e resultados dos capítulos precedentes e propostas para desenvolvimento de outros temas inerentes.

CAPÍTULO 2

REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

Em virtude da característica sigilosa com que é tratado o assunto sobre as instalações de propulsão nuclear naval para fins militares, bem como suas instalações de apoio em terra e pelo caráter estratégico para os países que detêm essa tecnologia, há uma escassez de material acadêmico indexado, artigos, teses e dissertações sobre o licenciamento e atividades realizadas desses tipos de instalações.

GUIMARÃES (2011) organizou um manual que apresenta uma compilação de informações técnicas ligadas à análise de segurança de sítios nucleares desenvolvido pelo *Institut de Protection et Sûreté Nucleaire* (IPSN) da França, atualmente denominado Institut de Radioprotection et Sûreté Nucleaire (IRSN), que complementa o manual publicado em 2009 pela Associação Brasileira para o Desenvolvimento de Atividades Nucleares (ABDAN). Esse manual aborda de forma técnica a necessidade de estudo sobre a segurança dos sítios nucleares que recebem uma central de geração de eletricidade e articula em três fases a análise específica para a indústria nuclear: estudar os fenômenos, avaliar os riscos e evitar os danos. O referido manual também cita os diferentes meios onde a agressão pode se desenvolver e as origens natural, humana ou ligada à própria instalação do fenômeno que a iniciou. As agressões podem encontrar a sua fonte e se desenvolver em três elementos que envolvem o sítio: água, terra e ar. Portanto, o estudo dos sítios nucleares ganha um caráter específico, em virtude de suas características não padronizadas, apresentando, cada vez, mais particularidades distintas.

No caso de uma instalação de apoio em terra para submarinos que possuam reatores e ou armas nucleares, como existe a possibilidade de ocorrência de diversos tipos de cenários que possam ter consequências como vazamentos ou liberações de material radioativo, faz-se necessária a realização de um estudo de análise de segurança.

OLGAARD (1996) discute diversos tipos de acidentes ocorridos em navios e submarinos com propulsão nuclear, soviéticos (russos), americanos e franceses, em particular, acidentes que envolvem os sistemas de propulsão nuclear. Ele elenca, analisa e classifica os acidentes/incidentes mais comuns em navios e submarinos com propulsão nuclear, como colisões, incêndios, explosões, problemas com o projeto da planta de

energia nuclear, vazamentos do sistema para água do mar em submarinos, encalhes e alagamento do vaso do reator.

É inevitável que os navios ou submarinos com propulsão nuclear se envolvam em acidentes e incidentes, da mesma forma como os convencionais. Esses navios são projetados para emprego, com suas tripulações recebendo treinamento adequado, sob circunstâncias em que nem sempre podem ser tomadas medidas de segurança comuns. No entanto, esses navios ou submarinos nucleares possuem características de segurança de projeto que, mesmo que os acidentes ocorram, as consequências devem ser limitadas

GUIMARÃES (1996) comenta as particularidades das instalações de propulsão nuclear naval que se distinguem de outros tipos de reatores como os de geração de eletricidade, de pesquisa e de geração de calor. Ele cita quatro características peculiares dessas instalações:

- a) Não-Singularidade e Imbricação com o navio – principal peculiaridade de uma instalação nuclear de propulsão naval, pois não representa uma entidade em si mesma, já que o reator de propulsão naval é apenas um componente de um conjunto mais complexo (o navio ou submarino). Principalmente nos submarinos, onde a imbricação da instalação nuclear com as demais instalações é muito mais marcante;
- b) Integrabilidade e Adaptabilidade ao navio – É a característica que o reator tem de se integrar a bordo do navio. Por exemplo, as características físicas (peso e volume) são especialmente críticas nos casos dos submarinos, cujas margens de projeto e construção para equilíbrio de pesos e momentos são muito limitadas, bem como suas dimensões reduzidas;
- c) Flexibilidade e Disponibilidade para o navio – A continuidade da produção de energia deve ser garantida, mesmo durante transitórios bruscos e frequentes que caracterizam a operação de um navio, principalmente, um submarino. Isto conduz, na prática, à busca máxima de flexibilidade de utilização para a instalação nuclear; e
- d) Segurança Global Reator + Navio – Os objetivos gerais de segurança são enunciados para o conjunto reator-navio e não somente para a instalação nuclear propriamente dita.

GUIMARÃES (1999) identificou quatro macrossistemas componentes que caracterizam os problemas específicos da segurança da propulsão nuclear naval: instalação nuclear, navio, apoio logístico e ambiente.

- a) Instalação Nuclear é a parte do navio cuja finalidade é produzir vapor suficiente para propulsão e produção de energia para consumo interno;
- b) Navio é o navio propriamente dito, excluída a instalação nuclear;

- c) Apoio Logístico são as instalações fixas em terra e móveis no mar que venham a prestar serviços ao navio e à instalação nuclear. Podem compreender estaleiros de construção, bases navais de manutenção e reparo, veículos submarinos de resgate, socorro e salvamento, outros navios e aeronaves que possam prestar apoio ou operar em conjunto com o navio nuclear; e
- d) Ambiente como o universo dentro do qual o navio opera, excluídos os três macrossistemas anteriores, compreendendo o ambiente físico imposto pelo mar, atmosfera, zona costeira próxima, com sua população e seu ambiente industrial e ecossistemas circundantes e o ambiente operativo imposto pelo emprego do navio, procedimentos táticos e ameaças de caráter militar.

Essa complexidade até agora mencionada vislumbra a dificuldade no trâmite do processo de licenciamento de uma instalação propulsora nuclear naval com seu apoio logístico e ambiente físico e operacional. Apesar da existência da norma CNEN (2002), que trata do licenciamento de instalações nucleares, pela complexidade dos macrossistemas já abordados, a mesma exclui de seu campo de aplicação as atividades relacionadas com reatores nucleares usados como fonte de energia em meio de transporte, tanto para propulsão como para outros fins, o que subentende submarinos e navios com propulsão nuclear de emprego militar e seus sítios para apoio logístico.

2.1. Conceitos e Definições sobre Análise de Segurança

Como um sistema industrial de processo complexo está sujeito a diversos tipos distintos de cenários acidentais, faz-se mister elencar algumas definições importantes que serão adotadas neste trabalho que são usadas, comumente, em prevenção de perdas em plantas de processo:

2.1.1. Análise de Segurança

É o estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório e a adequação de itens para prevenir acidentes e atenuar as consequências dos acidentes que possam ocorrer.

2.1.2. Avaliação de Segurança

Segundo IAEA (2007), é o processo e seu resultado de análise sistemática e de avaliação dos perigos associados a fontes de radiação e práticas relevantes para a segurança, bem como de medidas de proteção e segurança associadas. Também pode ser identificado como o conjunto de atividades que visa verificar se a análise de segurança de uma instalação foi efetuada de maneira adequada, atendendo aos requisitos de licenciamento.

A avaliação de segurança é destinada a fornecer informações que forma a base de uma decisão sobre se algo é ou não satisfatório ou tolerável.

2.1.3. Segurança Nuclear

Obtenção de condições operacionais, prevenção e controle de acidentes ou mitigação apropriada de consequências de acidente, resultando em proteção de indivíduos ocupacionalmente expostos, do público e do meio ambiente contra os riscos indevidos da radiação. A segurança é obtida por meio de um conjunto de medidas de caráter técnico e administrativo, incluídas no projeto, na construção, no comissionamento, na operação, na manutenção e no descomissionamento de uma instalação.

2.1.4. Falha

Incapacidade de uma estrutura, sistema ou componente funcionar dentro de um critério de aceitação, ou seja, a habilidade de um sistema em desempenhar sua função é interrompida ou cessada. (IAEA, 2007).

2.1.5. Segurança ou Prevenção de Perdas (*loss prevention*)

CROWL E LOUVAR (2002) definem como a prevenção de acidentes pelo emprego de tecnologias apropriadas para a identificação de perigos de uma instalação de processos e a eliminação dos mesmos antes da ocorrência de um acidente.

2.1.6. Incidente

Perda de contenção de material ou energia; nem todo evento se torna incidente; nem todo incidente se torna acidente.

2.1.7. Acidente

Conforme CNEN (2012) é qualquer evento não intencional, incluindo erros de operação e falhas de equipamento, cujas consequências reais ou potenciais são relevantes sob o ponto de vista de proteção radiológica ou segurança nuclear. Refere-se ao evento, não ao seu resultado. MELO (2013) ilustra, conforme a Figura 2.1 o desenvolvimento de um evento iniciador de sobrepessão em um vaso de um reator nuclear onde houve falha na abertura da válvula de alívio, resultando na explosão do mesmo.

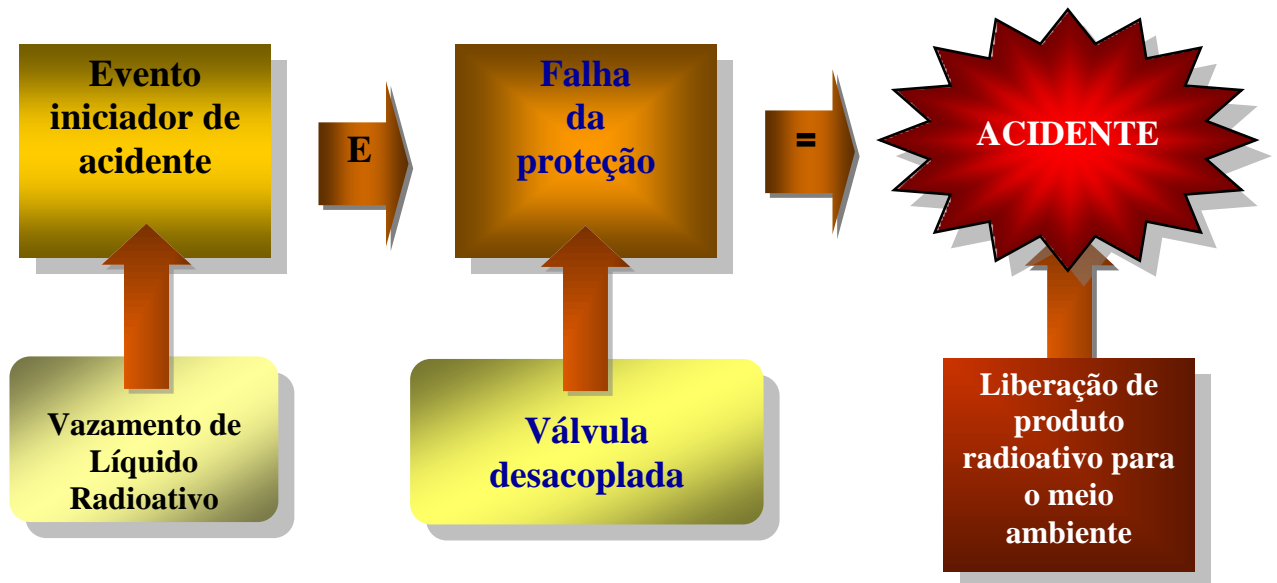


Figura 2.1 – Ocorrência de Acidente

2.1.8. Acidente Postulado

Acidente considerado como de ocorrência admissível para fins de análise, visando ao estabelecimento das condições de segurança capazes de impedir o acidente ou minimizar suas eventuais consequências.

2.1.9. Evento Indesejado

Evento iniciador de um cenário acidental.

2.1.10. Evento Iniciador

É qualquer evento cuja ocorrência demande a operação de um ou mais sistemas de proteção.

2.1.11. Cenário

Conjunto formado pelo perigo identificado, suas causas e cada um dos seus efeitos.

2.1.12. Cenário Acidental

Sequência lógica de eventos que, a partir de um evento indesejado, conduz o sistema industrial a um estado de perigo.

2.1.13. Perigo

Condição física ou química que possui o potencial de causar danos às pessoas, à propriedade ou ao meio-ambiente. O conceito de perigo está baseado somente nas consequências potenciais de um evento indesejável, sem considerar as possibilidades reais de que o mesmo venha efetivamente, a ocorrer. Estas consequências podem ser classificadas numa escala hierárquica de gravidade. Por conseguinte, um perigo será tanto maior (potencial de ocorrência de danos), quanto mais graves as suas consequências. Portanto, perigo é então, um conceito unidimensional, associado unicamente à gravidade das consequências de um evento, sendo de cunho qualitativo.

2.1.14. Risco

É a percepção ou avaliação das possibilidades da efetiva ocorrência de um evento indesejável que conduza à concretização de um perigo. Diferentemente de perigo, o conceito de risco está baseado, não somente nas consequências e sua gravidade, mas também nas possibilidades de ocorrência destas consequências, sendo, então, de cunho quantitativo. Portanto, segundo CROWL E LOUVAR (2002) risco é a probabilidade de um perigo resultar em um acidente.

2.1.15. Avaliação de Risco

Segundo MELO (2013), a Avaliação de Risco é “um exame sistemático de uma instalação industrial real ou proposta visando identificar e formar uma opinião sobre ocorrências perigosas potencialmente sérias e suas respectivas consequências”.

É um processo pelo qual os resultados de uma análise de riscos (i.e., estimativas de riscos) são empregadas para se tomar decisões, através da hierarquização relativa das estratégias de redução de riscos ou através da comparação com padrões (metas) de risco (AICHE - 2000). A Figura 2.2 descreve um fluxograma que exemplifica a metodologia para a realização de uma Avaliação de Risco.

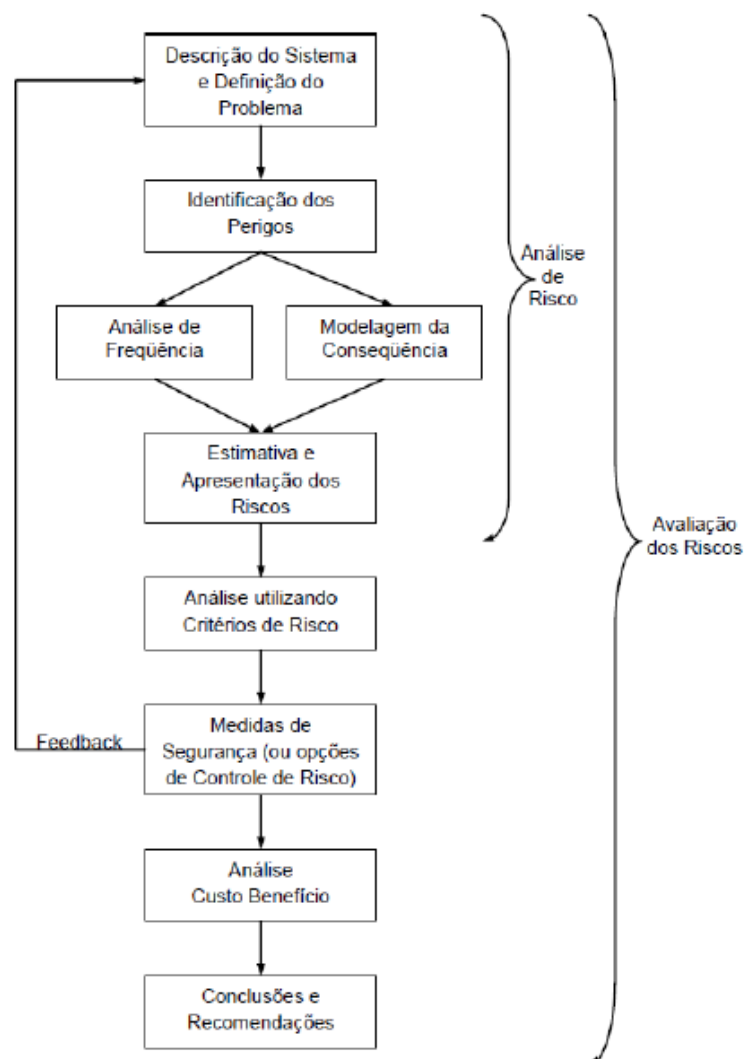


Figura 2.2 - Fluxograma de uma Avaliação de Risco (MARTINS, 2013)

2.1.16. Gestão de Riscos

Aplicação sistemática de políticas, procedimentos e práticas de gestão às tarefas de analisar, avaliar e controlar os riscos para proteger empregados, o público em geral, o

meio ambiente, os bens das empresas e para evitar a interrupção das atividades. MELO (2013) esquematiza, conforme a Figura 2.3 um modelo de processo de Avaliação de Risco.

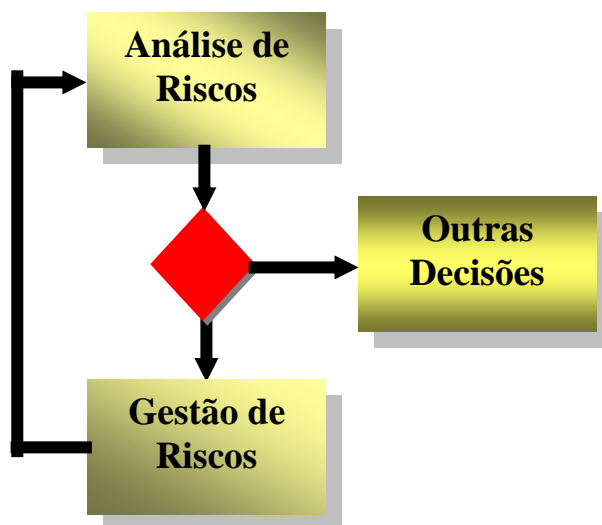


Figura 2.3 - Esquema gráfico do Processo de Avaliação do Risco

2.2. Tipos de Acidentes em Instalações Nucleares

O risco potencial de instalações nucleares se dá, em virtude da possibilidade da liberação de radioatividade dos locais previstos, com a conseqüente dispersão de materiais radioativos para o ar, água ou terra. As causas desta dispersão devem então, ser objeto da Análise de Segurança.

GUIMARÃES (1999) menciona que os cenários acidentais que podem ocorrer em um reator nuclear são os acidentes de reatividade (criticalidade), acidentes de perda de resfriamento e acidentes de perda de estanqueidade.

Esses acidentes podem ocorrer devido às falhas que conduzem à perda de uma ou mais funções básicas de segurança, que, segundo PERSHAGEN (1989), são o controle eficaz da reação nuclear de fissão em cadeia e, conseqüentemente, da potência produzida; o resfriamento adequado do combustível para que seja mantida a integridade mecânica do seu revestimento; e a contenção dos materiais radioativos segundo as barreiras físicas de proteção que impedem a liberação desses materiais.

Os acidentes de reatividade, também conhecidos como acidentes de criticalidade, são aqueles onde o reator torna-se supercrítico, ocasionando um aumento no nível de potência acima da capacidade que o sistema tem de remover calor em estado

estacionário, ainda que este esteja em perfeita condição de funcionamento (ALVIM, 2013).

Os acidentes por perda de resfriamento são os causados pela incapacidade do sistema em retirar energia do núcleo, ainda que a taxa de produção de energia não seja excessiva.

Os acidentes de perda de estanqueidade são aqueles que envolvem vazamentos de uma ou mais barreiras de contenção, sendo o pior caso aquele em que ocorre liberação de produtos radioativos para o meio ambiente.

Além desses acidentes existem os que são resultado da liberação de materiais radioativos associados às atividades com armazenagem e transporte desses materiais no interior das instalações em lide.

2.3. Defesa em Profundidade

IAEA (1996) define defesa em profundidade como uma implantação hierárquica de diferentes níveis de equipamentos e procedimentos, a fim de manter a efetividade de barreiras físicas colocadas entre materiais radioativos e os trabalhadores, população (público) ou meio ambiente durante operação normal, em ocorrências operacionais previstas e, para algumas barreiras, em condições de acidentes. A ideia de prover múltiplas barreiras de proteção é a característica principal.

Os objetivos da defesa em profundidade são:

- a) Compensar falhas potenciais humanas e de componentes;
- b) Manter a eficácia das barreiras em evitar danos às instalações e às próprias barreiras de proteção; e
- c) Proteger trabalhadores, membros do público e o meio ambiente de danos em condições de acidente, no caso destas barreiras não serem totalmente efetivas.

A estratégia da defesa em profundidade consiste em:

- a) prevenir acidentes; e
- b) em caso de falha na prevenção, mitigar suas consequências e prevenir a evolução para uma condição mais séria.

A estratégia de defesa em profundidade é normalmente representada graficamente por figuras geométricas sobrepostas, conforme a Figura 2.4, em que a representação das barreiras internas refere-se aos níveis mais simples, níveis 1 e 2, em que os sistemas relacionados a condições de emergência não atuam e o grau de

severidade aumenta na medida em que se chega às partes externas. Os níveis 3,4 e 5 representam situações degradadas, sendo que no nível 3 não há liberação para o meio ambiente, embora a planta tenha sofrido significativo desvio das condições de projeto.

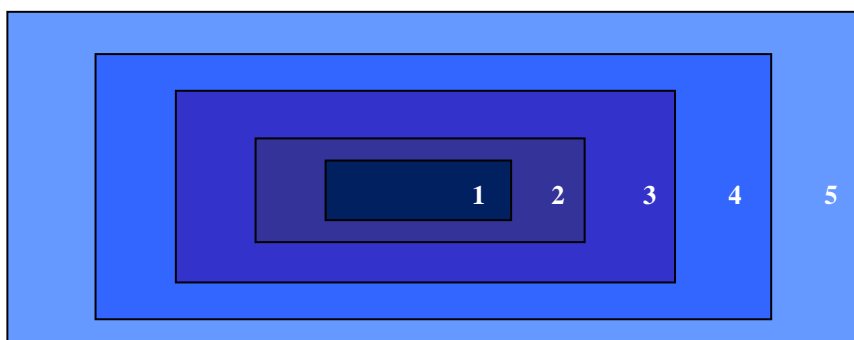


Figura 2.4 - Níveis de Defesa em Profundidade

Portanto, a estrutura da defesa em profundidade é constituída de cinco níveis, sendo que, na falha de um, o imediatamente posterior atuará, conforme a representação da Tabela 2.1.

Tabela 2.1 Níveis de Defesa em Profundidade (IAEA, 1996)

Níveis de Defesa em Profundidade	Objetivo	Meios Essenciais
1	Prevenção de operações anormais e falhas	Projeto conservador e alta qualidade na construção e operação
2	Controle de operações anormais e detecção de falhas	Controle, sistemas de limitação e proteção e fiscalização
3	Controle de acidentes de base de projeto	Arranjos de segurança e procedimentos em caso de acidentes
4	Controle de condições severas, incluindo prevenção da progressão de acidentes e mitigação das consequências de acidentes severos.	Medidas complementares ao gerenciamento de acidentes
5	Mitigação de consequências radiológicas de significativas liberações de materiais radioativos.	Resposta de emergência externa ao local da instalação (<i>off-site</i>)

O objetivo geral de defesa em profundidade é garantir que uma falha simples, seja essa falha de origem humana ou de equipamentos, em um dado nível de defesa, e

mesmo combinações de falha em mais de um nível, não se propagarão para prejudicar a defesa em profundidade no nível subsequente. A independência em níveis diferentes de defesa é um fator chave para alcançar esse objetivo.

As barreiras físicas que impedem a liberação de material radioativo em um reator nuclear tipo PWR são normalmente:

- a) Matriz do combustível;
- b) Revestimento do combustível;
- c) Fronteira do sistema de refrigeração do reator; e
- d) Sistema de contenção.

2.4. Filosofia de Segurança

O presente trabalho objetiva a análise de segurança nas instalações de apoio em terra de submarino nuclear, que pode ser definido como o conjunto formado pelo Estaleiro de Construção, Complexo Radiológico e pela Base Naval que são compostos por edificações, estruturas marítimas, obras de contenção e respectivas instalações necessárias ao cumprimento da finalidade de prestação de apoio em todas as fases da vida útil do SPN.

A filosofia de segurança nuclear preconiza que tanto as instalações nucleares, como as de apoio sejam projetadas, construídas e operadas com os mais elevados padrões de qualidade e que tenham condições de alta confiabilidade.

TALARICO (2015) menciona que nas instalações de apoio em terra todos os esforços deverão ser feitos na prevenção de acidentes que envolvam liberação de material radioativo e, no caso da ocorrência de tais acidentes, deverão ser envidados esforços na mitigação das consequências.

2.4.1. Medidas de Segurança

As medidas de segurança nuclear nas instalações de apoio em terra devem ser concebidas e implantadas para a proteção de trabalhadores, do público e do meio ambiente. A defesa em profundidade deve ser, portanto, implantada em vários níveis e nas atividades de projeto das instalações, durante a fase de operação e no caso de ocorrência de um acidente.

2.4.1.1. Projeto das Instalações

Devem ser considerados todos os possíveis cenários de falhas humanas ou de equipamentos, além de perigos externos.

A concepção do projeto deve contemplar dispositivos com múltiplas camadas de defesa, redundantes e independentes. O projeto deve possuir características que previnam tanto quanto razoavelmente possível, conforme o princípio “*As Low As Reasonably Practicable*” – ALARP, JONES-LEE (2011):

- a) múltiplas barreiras físicas para liberações não controladas de material radioativo;
- b) prover confiança de que falhas e desvios da operação normal sejam minimizados e acidentes prevenidos;
- c) providenciar controles suplementares para a planta pelo uso de sistemas de segurança com atuação automática para minimizar as ações do operador;
- d) controlar a evolução e limitar as consequências de acidentes; e
- e) assegurar que cada uma das funções de segurança fundamentais seja efetivamente realizada, assegurando a efetividade das barreiras e mitigando as consequências de quaisquer cenários acidentais postulados.

2.4.1.2. Durante a Fase de Operação

Todas as operações devem ser conduzidas de acordo com os procedimentos descritos com precisão por equipes qualificadas.

Este método requer prevenção para evitar quaisquer situações anormais, monitoramento para detectar anomalias no início do evento e ação para retornar a um estado seguro.

2.4.1.3. No Caso da Ocorrência um Acidente

Procedimentos previamente definidos devem descrever as ações a serem realizadas, de acordo com o tipo de acidente, de modo a controlá-lo e atenuar suas consequências. Normalmente, o terceiro nível de defesa em profundidade é implantado para enfrentar esses acidentes.

As instalações de apoio em terra também devem estar preparadas para a implantação e atuação do quarto e quinto níveis de defesa em profundidade, a fim de garantir a proteção dos trabalhadores, do público e do meio ambiente. Essa segurança deve ser assegurada pelo cumprimento de requisitos de segurança estabelecidos,

internacionalmente e ratificados, por normas da CNEN, como a CNEN (1988), que estabelece os requisitos de segurança necessários para as atividades de transporte de materiais radioativos.

2.4.2. Funções de Segurança

IAEA (2007) define função de segurança como o propósito específico que deve ser cumprido para o bem da segurança. A classificação de um componente quanto a sua importância relativa para a segurança nuclear é feita através da identificação da sua função de segurança.

As três funções de segurança fundamentais que se aplicam ao SPN são o controle de reatividade, remoção de calor e o confinamento de material radioativo. TALARICO (2015) afirma que a função de segurança fundamental tanto para o reator quanto para os setores das instalações de apoio em terra que abrigam o submarino no seco é o resfriamento de material radioativo.

Para que haja a garantia da segurança nuclear, IAEA (2012) ressalta que o cumprimento das funções de segurança mencionadas acima é essencial.

2.5. Objetivos Fundamentais de Segurança

NRC (1987) apresenta três objetivos fundamentais de segurança, a fim de minimizar os riscos:

- a) Objetivo Geral de Segurança Nuclear, que visa proteger os indivíduos, a sociedade e o meio ambiente de danos através do projeto e manutenção das instalações nucleares de defesas efetivas contra as ameaças radiológicas;
- b) Objetivo de Proteção Radiológica para garantir que em todas as condições operacionais a exposição à radiação no interior da instalação ou devido a qualquer liberação planejada de material radioativo seja mantida abaixo dos limites previstos e tão baixa quanto razoavelmente alcançável (ALARA), além de assegurar a mitigação das consequências de eventuais acidentes; e
- c) Objetivo Técnico de Segurança, que adota todas as medidas possíveis para prevenir acidentes em instalações nucleares e mitigar suas consequências, caso ocorram, assegura com alto grau de confiabilidade para todos os acidentes possíveis considerados no projeto da instalação, incluindo aqueles de muito baixa probabilidade, que quaisquer consequências radiológicas serão mínimas e abaixo dos limites prescritos e assegura que

a frequência de acidentes com graves consequências radiológicas seja extremamente baixa.

2.6. Avaliação de Segurança

Segundo IAEA (2007), Avaliação de Segurança é o processo e seu resultado de análise sistemática e de avaliação dos perigos associados a fontes de radiação e práticas relevantes para a segurança bem como de medidas de proteção e segurança associadas. Também pode ser identificado como o conjunto de atividades que visa verificar se a análise de segurança de uma instalação foi efetuada de maneira adequada, atendendo aos requisitos de licenciamento.

Para se obter o nível mais elevado de segurança dentro de limites razoáveis para uma instalação nuclear, como é o caso das instalações de apoio em terra do SPN, conforme IAEA (2012), é necessária a adoção das seguintes medidas:

- a) Prevenção de acidentes que acarretem consequências danosas resultantes de perda de controle sobre o núcleo do reator nuclear e mitigação das consequências em caso de ocorrência;
- b) Assegurar que todos os acidentes levados em consideração durante o projeto, bem como quaisquer consequências radiológicas dos mesmos, estejam abaixo dos limites relevantes segundo o princípio ALARA; e
- c) Assegurar que as frequências de ocorrência de acidentes com sérias consequências radiológicas sejam extremamente baixas e as consequências de tais acidentes possam ser mitigadas em toda a extensão possível.

Portanto, a avaliação de segurança terá de abordar as condições de operação normal das instalações, as condições de desempenho em ocorrências operacionais antecipadas e em cenários acidentais.

TALARICO (2015) aborda a importância do conjunto das instalações de apoio em terra com o SPN em suportar a ocorrência de eventos iniciadores e de acidentes postulados, bem como a eficiência de itens relacionados com a segurança.

Segundo IAEA (2012), o projeto de uma planta de energia nuclear necessita da aplicação de uma abordagem sistemática para a identificação de um conjunto abrangente de eventos iniciadores postulados de forma que as consequências e as frequências de ocorrência de cada um deles sejam previstas.

Portanto, conclui-se que os eventos iniciadores que forem postulados devem ser identificados com base em julgamento de engenharia e uma combinação de uma análise determinística e probabilística. Deve ser fornecida uma justificativa da extensão do uso da análise de segurança determinística e probabilística para mostrar que todos os eventos previsíveis serão considerados.

Os eventos iniciadores postulados devem incluir todas as falhas previsíveis de estruturas, sistemas e componentes da planta, bem como os erros de funcionamento e possíveis falhas decorrentes de perigos internos e externos, seja quando o reator nuclear estiver em plena potência, baixa potência ou em estados de desligamento (*shutdown*).

Uma análise dos eventos iniciadores postulados para a planta de processo será feita para definir as medidas de prevenção e medidas de proteção necessárias para assegurar o desempenho das funções de segurança.

O comportamento esperado da planta para qualquer ocorrência de evento iniciador postulado deverá seguir as seguintes condições por ordem de prioridade:

- a) um evento iniciador postulado não deverá produzir nenhum efeito significativo de segurança ou produzir apenas uma mudança nas condições seguras da planta por meio das características inerentes da mesma;
- b) na sequência de um evento iniciador postulado, a planta ficará segura por meio de características de segurança passiva ou pela ação de sistemas que sejam continuamente operados no estado necessários para controlar tal evento iniciador;
- c) na sequência de um evento iniciador postulado, a planta ficará segura pela atuação de sistemas de segurança que deverão ser postos em funcionamento em resposta ao mesmo; e
- d) na sequência de um evento iniciador postulado, a planta ficará segura, seguindo os procedimentos especificados.

Os eventos iniciadores postulados deverão ser agrupados em um determinado número de sequências de eventos representativos que identifiquem casos que limitam e forneçam a base para a concepção e os limites operacionais para itens importantes de segurança.

2.7. Análise de Segurança

A citação abaixo define o termo análise de segurança.

o estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório e a adequação de itens para prevenir acidentes e atenuar as consequências dos acidentes que possam ocorrer (MELO, 2013).

O objetivo da análise de segurança é estabelecer e confirmar, por meio de ferramentas analíticas apropriadas, a base de projeto para os itens importantes para a segurança e assegurar que o projeto global da planta seja capaz de atender os limites prescritos e aceitáveis para as liberações e doses de radiação para cada condição operacional da usina.

2.8. Abordagem Probabilística e Determinística de Segurança

Uma avaliação probabilística e determinística de diferentes cenários acidentais e ocorrência de perigos é necessária para garantir que os Objetivos Gerais de Segurança (OGS) sejam cumpridos. Esta avaliação também é usada para excluir alguns eventos cujas probabilidades de ocorrência sejam desprezíveis.

A atribuição de requisitos de confiabilidade para as funções de segurança, frequentemente, exige a atribuição de um nível de confiabilidade para as funções que apoiam as mesmas. No caso de apoio a submarinos, as funções de apoio podem ser realizadas pelas instalações de apoio em terra. Estas instalações devem estar disponíveis para atender esses requisitos.

2.8.1. Abordagem Determinística

Segundo IAEA (2009), a abordagem determinística tem a finalidade de prover:

- a) o estabelecimento e a confirmação das bases do projeto para todos os itens importantes para a segurança;
- b) a caracterização dos eventos iniciadores postulados, que para efeito deste trabalho, são apropriados para o local e para o projeto do submarino e das instalações de apoio em terra;
- c) a análise e avaliação das sequências de eventos que resultam da ocorrência de eventos iniciadores postulados para confirmar os requisitos de qualificação;
- d) a comparação dos resultados da análise com limites de dose e de limites aceitáveis e com limites de projeto;

- e) a demonstração de que as ocorrências operacionais antecipadas podem ser gerenciadas por meio de ações de segurança, combinando-se a atuação automática dos sistemas de segurança com as ações a ser executadas pelo operador, conforme procedimento prescrito; e
- f) a demonstração de que o gerenciamento das condições adicionais ao projeto é possível pela atuação automática dos sistemas de segurança e do uso de recursos de segurança em combinação com ações esperadas por parte do operador.

2.8.2. Abordagem Probabilística de Segurança

Melo (2013) define Análise Probabilística de Segurança (APS) como “um método estruturado e sistemático para a quantificação do potencial de perdas e ganhos de uma planta industrial”. Sendo portanto, um método de avaliação e ordenação de riscos diversos visando contribuir para a tomada de decisões mais consistentes.

Os objetivos da APS, conforme IAEA (1992) são:

- a) identificação e delineamento de combinações de eventos que possam levar as instalações em terra em conjunto com o submarino a uma situação de acidente severo;
- b) avaliação da probabilidade esperada de ocorrência para cada combinação; e
- c) análise de consequências.

Segundo TALARICO (2015), para cumprir esses objetivos, a metodologia APS deverá integrar informações sobre o projeto do SPN e das instalações de apoio em terra, práticas e histórico de operação, confiabilidade de componentes, comportamento humano, fenômenos de acidente e, no caso de uma aplicação mais ampla, efeitos sobre a saúde e o meio ambiente.

No entanto, uma abordagem probabilística apenas não é suficiente e não é aceita pelas normas nacionais e internacionais. Portanto, faz-se necessária uma abordagem determinística que será aplicada a cada instalação que preencha uma função de segurança ou apresente restrição em termos de segurança.

2.9. Análise de Riscos

A citação abaixo define análise de riscos.

Consiste no exame sistemático de uma instalação industrial, seja ainda na fase de projeto ou já em operação, de sorte a se identificar os riscos presentes no sistema através do reconhecimento de ocorrências

potencialmente perigosas e suas possíveis consequências (MARTINS, 2013).

O objetivo principal da Análise de Riscos é propor e utilizar métodos capazes de fornecer elementos concretos que fundamentem um processo decisório para a redução de riscos e perdas em uma determinada instalação industrial.

A Análise de Riscos pode ter uma abordagem qualitativa e quantitativa. A análise qualitativa estuda todos os possíveis riscos existentes na instalação considerando a probabilidade de tais eventos acontecerem e as consequências provenientes dos mesmos em termos qualitativos. Já os riscos considerados com alta probabilidade de ocorrência ou que provoquem grandes danos às pessoas ou às estruturas, são analisados de forma quantitativa, buscando-se determinar os seus efeitos causados.

Segundo PITBLADO et. al. (2006), para a realização de uma avaliação quantitativa do risco associado à operação de um sistema, instalação ou procedimento, há diferentes abordagens, tais como:

- a) Análise do pior caso de uma análise qualitativa realizada previamente, onde são avaliadas apenas a probabilidade de ocorrência e as consequências associadas ao evento identificado;
- b) Análise do evento mais provável, onde são avaliadas apenas a probabilidade de ocorrência e as consequências associadas ao evento identificado, em uma análise qualitativa realizada previamente, como sendo o de maior probabilidade de ocorrência;
- e
- c) Análise quantitativa da probabilidade de ocorrência e das consequências de todos os possíveis eventos de perigo identificados em uma análise qualitativa realizada previamente.

2.10. Análise Formal de Segurança (*Formal Safety Assessment*)

IMO (2002) define Análise Formal de Segurança (FSA) como uma metodologia sistemática e estruturada para a tomada de decisão, compreendendo a análise de risco e avaliação da relação custo/benefício de ações que têm por objetivo melhorar a segurança nas atividades marítimas, incluindo os aspectos relativos à proteção à vida, à saúde, ao ambiente marítimo e à propriedade.

Para se realizar a FSA há a necessidade de se definir formalmente o problema a ser avaliado, definindo as condições de contorno ou restrições a serem consideradas. A FSA deve, de forma sistemática, compreender cinco passos:

- a) Passo 1: Identificação de Perigos;
- b) Passo 2: Análise de Risco (avaliação dos fatores de risco);
- c) Passo 3: Opções para Controle do Risco (concepção de medidas reguladoras para controlar e reduzir os riscos identificados);
- d) Passo 4: Avaliação de custo/benefício; e
- e) Passo 5: Recomendações para Tomada de Decisão.

A Figura 2.5 ilustra a Metodologia para a elaboração de uma FSA.

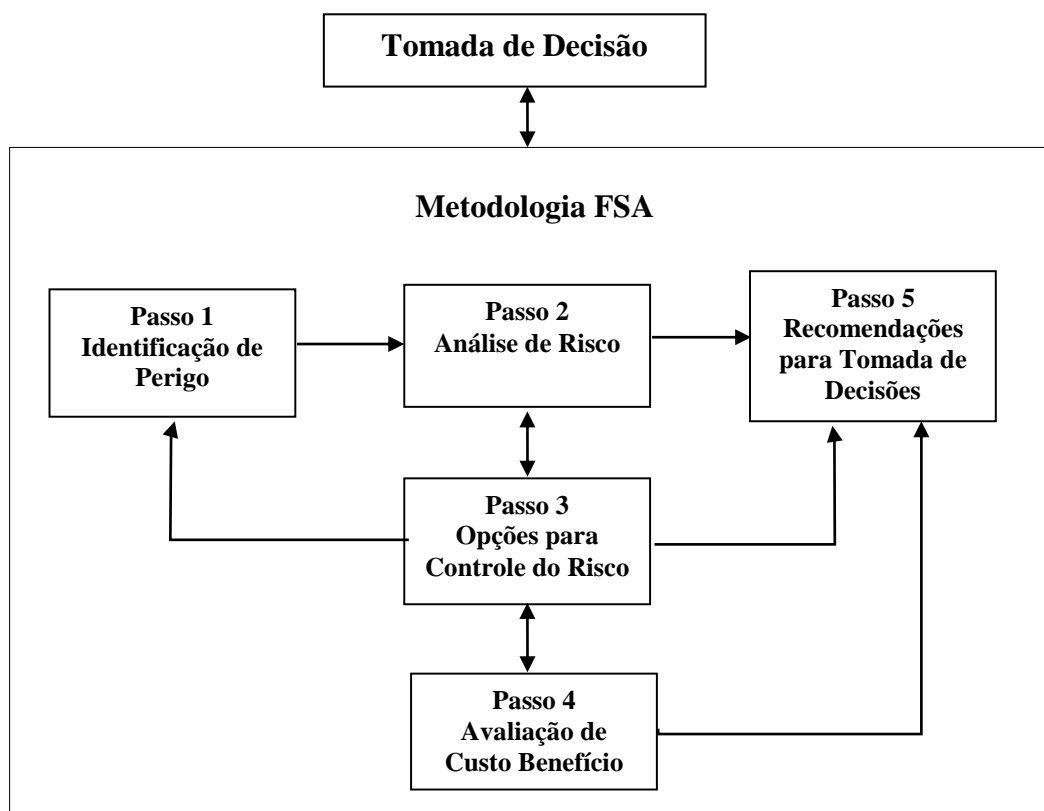


Figura 2.5 - Passos propostos pela FSA (IMO, 2002)

MARTINS (2013) sugere que uma FSA inicie sempre com uma aplicação simplificada da metodologia definida para que possa identificar e considerar todos os aspectos do problema em questão. Deve haver a simplificação da análise, sendo que os resultados obtidos podem apoiar a tomada de decisão e ou servir para análises posteriores mais detalhadas. Portanto, as análises iniciais devem possuir um caráter

qualitativo, incorporando-se um crescente grau de detalhes e quantificação nas análises subsequentes.

Para se realizar cada passo de uma FSA é necessário que haja a disponibilidade de dados apropriados. Na falta desses, sugere-se o emprego de especialistas, modelos físicos, simulações, ou modelos analíticos para a obtenção de informações desejadas. Assim, a caracterização dos perigos e riscos poder ser tanto qualitativa, como quantitativa. As incertezas e limitações dos dados e informações levantadas devem ser avaliadas para se determinar a relevância das mesmas nas análises e nos resultados.

2.11. Perigos Internos e Externos

Todos os perigos internos e externo previsíveis, incluindo os potenciais induzidos direta ou indiretamente por falha humana que afetam a segurança de uma planta nuclear, como o caso das instalações de apoio em terra, devem ser identificados e seus efeitos avaliados. Os perigos devem ser considerados para a determinação dos eventos iniciadores postulados.

a) Perigos Internos

O projeto de uma instalação nuclear deve levar em conta perigos internos como incêndios, explosões, inundações, geração de mísseis, colapso de estruturas e quedas de objetos, rompimento de tubulações e liberação de fluido de sistemas ou de outras instalações da planta. Recursos adequados para a prevenção e mitigação desses perigos devem ser fornecidos para garantir que a segurança da planta não seja comprometida.

b) Perigos Externos

O projeto incluirá a devida consideração da existência de eventos externos naturais e induzidos pelo homem. Os eventos naturais devem ser abordados com a inclusão de eventos sísmicos, meteorológicos, hidrológicos e geológicos. Já os eventos externos induzidos pelo homem devem contemplar a proximidade de indústrias e rotas de transporte.

Itens importantes para a segurança devem ser previstos para minimizar a probabilidade de eventos externos e suas possíveis consequências prejudiciais ocorrerem.

São considerados como perigos externos:

- Eventos meteorológicos extremos;
- Incêndios;

- Inundações
- Terremotos;
- Relâmpagos;
- Queda de aeronaves;
- Colisão

2.12. Acidentes de Base de Projeto

Segundo MELO (2013), acidentes de base de projeto envolvem a falha postulada de um ou mais sistemas importantes e uma análise baseada em hipóteses conservadoras, como estimativas pessimistas de liberações de produtos de fissão. Os acidentes servem como base para avaliar a aceitabilidade geral de um projeto particular de reator.

Os acidentes de base de projeto podem ser classificados como acidentes de:

- a) Sobrerresfriamento – aumento da remoção de calor no lado secundário;
- b) Sub-resfriamento – diminuição da remoção de calor no lado secundário;
- c) Sobre-enchimento – aumento do inventário de refrigerante do reator;
- d) Perda de vazão – diminuição da vazão do sistema de resfriamento do reator (SRR);
- e) Perda de refrigerante – perda de inventário de refrigerante do reator;
- f) Reatividade – anomalias da reatividade e da distribuição de potência no núcleo do reator;
- g) Transiente antecipado (previsto) sem desligamento (Antecipated Transient Without Scram – ATWS);
- h) Sistema de combustível usado e de rejeitos – liberação de radioatividade de um elemento combustível usado ou de um subsistema ou componente do reator;
- i) Eventos externos – eventos naturais ou causados pelo homem que podem afetar a operação da planta e os sistemas de segurança.

2.13. Identificação de Perigos

Segundo JUNIOR (2003), analisar um risco é identificar, discutir e avaliar as possibilidades de ocorrência de acidentes, na tentativa de se evitar que estes eventos aconteçam e, caso ocorram, identificar as alternativas que tornam mínimos os danos subsequentes a estes acontecimentos.

O primeiro passo de uma análise de riscos é a identificação dos perigos existentes em uma determinada instalação. Os objetivos principais desta etapa são a

identificação dos cenários de acidente a partir de uso de técnicas que sistematizam a busca e a classificação dos cenários permitindo a seleção dos cenários para a uma posterior quantificação.

Segundo CROWL E LOUVAR (2002), para cada processo em uma planta de processo as perguntas abaixo devem ser formuladas:

- a) Quais são os perigos?
- b) O que pode dar errado e por quê?
- c) Quais são as chances?
- d) Quais são as consequências?

A primeira pergunta caracteriza a identificação de perigos e as demais, estão associadas com a análise de riscos. A Figura 2.6 esboça os procedimentos da identificação de perigos e análise de riscos.

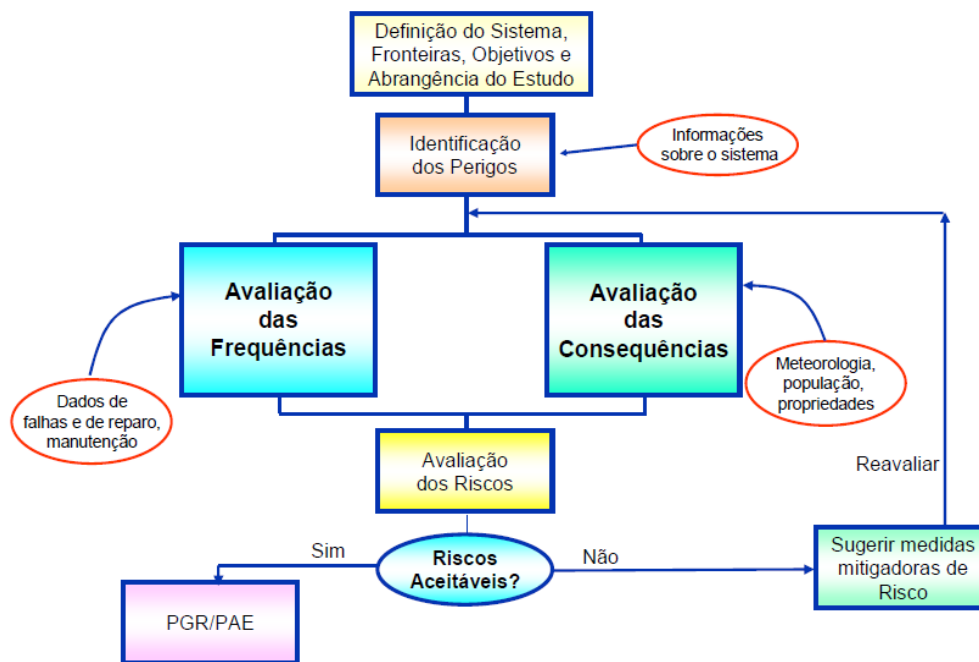


Figura 2.6 - Estrutura de Análise de Risco e Identificação de Perigos (DNV, 2006)

Cabe ressaltar que os estudos de identificação de perigos e de avaliação de riscos podem ser realizados em qualquer estágio durante o projeto ou operação de um processo.

A primeira etapa de uma análise de riscos é a identificação dos perigos existentes em uma determinada instalação. Os objetivos principais desta etapa são a identificação dos cenários acidentais a partir do uso de técnicas que sistematizam a

busca e a classificação dos cenários, permitindo a seleção dos cenários para a uma posterior quantificação.

Existem diversas técnicas disponíveis para se proceder à identificação de perigos e à avaliação de riscos. Todas essas técnicas são indutivas, pois partem de uma causa e procuram descobrir os seus efeitos. Existem diversas técnicas utilizadas para a identificação de perigos, dentre as quais podem ser citadas:

- a) Listas de Verificação de Perigos de Processos (*Process Hazard Checklists*);
- b) E, se? (*What If?*);
- c) Estudo de Perigos e Operabilidade (*Hazard and Operability Studies - HAZOP*);
- d) Revisão de Segurança (*Safety Review*);
- e) Análise de Modos e Efeitos de Falhas (*Failure Mode and Effect Analysis - FMEA*);
- f) Análise de Modos, Criticalidade e Efeitos de Falhas (*Failure Mode, Effect and Criticality Analysis - FMECA*); e
- g) Análise Preliminar de Perigos - APP (*Preliminary Hazard Analysis – PHA*).

2.13.1. Listas de Verificação de Perigos de Processos (*Process Hazard Checklists*)

O *Checklist* é uma técnica de avaliação qualitativa comumente usada para identificar os riscos associados a um processo e para assegurar a concordância entre as atividades desenvolvidas e procedimentos operacionais padronizados. Através desta técnica, diversos aspectos do sistema são analisados por comparação com uma lista de itens preestabelecidos, criada com base em processos similares, na tentativa de descobrir e documentar as possíveis deficiências do sistema. Normalmente, o *Checklist* é utilizado para embasar ou fortalecer os resultados obtidos por outras técnicas de análise de riscos. São comuns *checklists* de partes de equipamentos ou processos operacionais de unidades industriais e de procedimentos de segurança padronizados SOUZA (1995).

2.13.2. E, se? (*What If?*)

Segundo PORTO et al (1998), *What-if* é uma técnica de avaliação qualitativa que examina ordenadamente as respostas do sistema frente a falhas de equipamentos, erros humanos e condições anormais do processo. Para aplicação desta técnica, é necessária a constituição de uma equipe com conhecimentos básicos sobre o processo analisado e sobre sua operação. Esta equipe deverá responder a questões do tipo "O que ... se ... ?" (por

exemplo, "O que ocorreria se a válvula de alívio não abrisse na pressão especificada?") na tentativa de identificar os riscos potenciais presentes. Este tipo de análise pode ser aplicado a qualquer processo industrial em qualquer estágio de seu projeto ou desenvolvimento. No entanto, por não ser tão sistemática quanto outras técnicas de análise de riscos, e por seus resultados serem extremamente dependentes da experiência e do conhecimento do grupo de análise, a técnica é normalmente usada como complemento ou parte auxiliar de outras técnicas como *Checklist*, HAZOP e FMEA.

2.13.3. Estudo de Perigos e Operabilidade (*Hazard and Operability Studies - HAZOP*)

A técnica HAZOP visa identificar os perigos e os problemas de operabilidade de uma instalação de processo. Esta técnica é baseada em um procedimento que gera perguntas de maneira estruturada e sistemática através do uso apropriado de um conjunto de palavras-guia CROWL E LOUVAR (2002).

O principal objetivo de um HAZOP é investigar de forma minuciosa e metódica cada segmento de um processo, visando descobrir todos os possíveis desvios das condições normais de operação, identificando as causas responsáveis por tais desvios e as respectivas consequências. Uma vez verificadas as causas e as consequências de cada tipo de desvio, esta metodologia procura propor medidas para eliminar ou controlar o perigo ou para sanar o problema de operabilidade da instalação.

O HAZOP enfoca tanto os problemas de segurança, buscando identificar os perigos que possam colocar em risco os operadores e os equipamentos da instalação, como também os problemas de operabilidade, que embora não sejam perigosos, podem causar perda de produção ou afetar a qualidade do produto ou a eficiência do processo. Portanto, o HAZOP identifica tanto problemas que possam comprometer a segurança da instalação como aqueles que possam causar perda de continuidade operacional da instalação ou perda de especificação do produto.

2.13.4. Revisão de Segurança (*Safety Review*)

Este é um método de revisão de uma instalação industrial *in loco*, ou seja, um grupo de especialistas no processo percorre a instalação buscando identificar procedimentos operacionais errôneos ou condições de risco que possam levar a um

acidente SOUZA (1995). Esta técnica é bastante usada na área nuclear para avaliação de Relatórios de Análise de Segurança.

É um procedimento muito eficiente, mas menos formal que o estudo de HAZOP. Os resultados são altamente dependentes da experiência e da sinergia do grupo revisor do processo.

Há dois tipos de revisões de segurança:

- a) A Revisão de Segurança Informal que é usada quando se consideram pequenas alterações em processos existentes ou em processos de laboratório; e
- b) A Revisão de Segurança Formal que é usada em processos novos, em alterações substanciais em processos existentes e em processos que necessitam de uma revisão atualizada. Segundo CROWL E LOUVAR (2002), este procedimento formal se divide em três etapas:
 1. A Preparação de um relatório formal e detalhado de revisão de segurança;
 2. A Revisão do relatório e inspeção do processo por um comitê; e
 3. A Implantação das recomendações.

2.13.5. Análise de Modos e Efeitos de Falhas (*Failure Mode and Effect Analysis - FMEA*)

A Análise de Modos de Falha e Efeitos envolve um estudo detalhado e sistemático das falhas de componentes ou sistemas. Nesta análise, que pode ser tanto qualitativa quanto quantitativa, os modos de falha (perigos) de cada componente do sistema são identificados, e os efeitos destas falhas no sistema são avaliados. São, então, propostas medidas de eliminação, mitigação ou controle das causas e consequências destas falhas MELO (2013).

Uma questão importante neste contexto é definir os modos de falha que serão empregados.

Segundo SIQUEIRA (2005), o emprego desta técnica é mais comum no âmbito da manutenção centrada em confiabilidade – MCC.

2.13.6. Análise de Modos, Criticalidade e Efeitos de Falhas (*Failure Mode, Effect and Criticality Analysis - FMECA*).

É uma ampliação da FMEA, em que uma análise de criticalidade das falhas é realizada. Existem diversas abordagens para a consideração da criticalidade, algumas

quantitativas, que calculam índices de criticalidade, outras qualitativas, que consideram faixas de variação MELO (2013).

2.13.7 Análise Preliminar de Perigos (APP)

Para este trabalho será empregado a técnica APP para postulação de cenários acidentais em operações com o SPN quando apoiado pelas instalações de apoio em terra. Segundo SILVA (2011), se trata de uma técnica estruturada para identificar os perigos potenciais decorrentes da instalação de novas unidades/sistemas ou da operação de unidades/sistemas existentes que usam materiais perigosos.

Esta técnica pode ser empregada em sistemas em início de desenvolvimento ou na fase inicial do projeto, quando apenas os elementos básicos do sistema e os materiais estão definidos. Pode também ser usada como revisão geral de segurança de sistemas/instalações já em operação. O uso da APP ajuda a selecionar as áreas da instalação nas quais outras técnicas mais detalhadas de análise de riscos ou de contabilidade devam ser usadas posteriormente. A APP é precursora de outras análises.

As principais informações requeridas para a realização da APP estão indicadas na Tabela 2.2.

Tabela 2.2 – Informações necessárias para a realização da APP

Região	<ul style="list-style-type: none">- Dados Demográficos- Dados Climatológicos
Instalações	<ul style="list-style-type: none">- Premissas de projeto- Especificações técnicas de projeto- <i>Lay-out</i> da instalação- Descrição dos principais sistemas de proteção e segurança
Substâncias	<ul style="list-style-type: none">- Propriedades físicas e químicas- Características de inflamabilidade- Características de toxicidade

A APP deve ser realizada por uma equipe estável, contendo entre 05 (cinco) e 08 (oito) pessoas no máximo. É recomendável que a equipe tenha a composição, funções e atribuições específicas como indicadas na Tabela 2.3.

Tabela 2.3 – Composição recomendável de uma equipe de APP

Função	Perfil / Atividades
Coordenador	Pessoa responsável pelo evento que deverá: - Definir a equipe - Reunir informações atualizadas, tais como: fluxogramas de engenharia, especificações técnicas do projeto, etc; - Distribuir material para a equipe; - Programar as reuniões; e - Encaminhar aos responsáveis as sugestões e modificações oriundas da APP.
Líder	Pessoa conhecedora da metodologia, sendo responsável por: - Explicar a metodologia a ser empregada aos demais participantes; - Conduzir as reuniões e definir o ritmo de andamento das mesmas; e - Cobrar dos participantes pendências de reuniões anteriores.
Especialista	Pessoas que estarão ou não ligadas ao evento, mas que detêm informações sobre o sistema a ser analisado ou experiência adquirida em sistemas similares.
Relator	Pessoa que tenha poder de síntese para fazer anotações, preenchendo as colunas da planilha da APP de forma clara e objetiva.

Na APP são levantadas as causas que podem promover a ocorrência de cada um dos eventos e as suas respectivas consequências, sendo, então, feita uma avaliação qualitativa da frequência de ocorrência do cenário de acidentes, da severidade das consequências e do risco associado. Portanto, os resultados obtidos são qualitativos, não fornecendo estimativas numéricas.

Normalmente, uma APP fornece também uma ordenação qualitativa dos cenários de acidentes identificados, a qual pode ser usada como um primeiro elemento na priorização das medidas propostas para redução dos riscos da instalação/sistema analisado.

A metodologia de APP compreende a execução das seguintes etapas:

- Definição dos objetivos e do escopo da análise;
- Definição das fronteiras do processo/ instalação analisada;
- Coleta de informações sobre a região, a instalação e os perigos envolvidos;
- Subdivisão do processo/ instalação em módulos de análise;
- Realização da APP propriamente dita (preenchimento da planilha);
- Elaboração das estatísticas dos cenários identificados por Categorias de Risco

(frequência e severidade); e

- Análise dos resultados e preparação do relatório.

A realização da análise propriamente dita é feita através do preenchimento de uma planilha de APP. A planilha adotada para a realização da APP, mostrada na Tabela 2.4, contém 9 colunas, as quais devem ser preenchidas conforme a descrição respectiva a cada campo:

Tabela 2.4 – Exemplo de Planilha de uma APP

Análise Preliminar de Perigos							
Subsistema:			Equipe:			Data:	
Perigo	Causas	Consequências	Frequência	Severidade	Risco	Recomendações	Cenário
Todo evento acidental com potencial para causar danos às pessoas, às instalações ou ao meio ambiente.	As causas responsáveis pelo perigo podem envolver tanto falhas de equipamentos como falhas humanas.	As consequências são os efeitos dos acidentes envolvendo: radiação térmica, sobrepressão ou dose tóxica.	A frequência é definida conforme descrito na Tabela 2.5.	A severidade é definida conforme descrito na Tabela 2.6.	O risco é definido conforme descrito na Figura 2.7 e na Tabela 2.7.	As recomendações propostas devem ser de caráter preventivo e/ ou mitigador.	Esta coluna contém um número de identificação do cenário de acidente. É preenchida sequencialmente para facilitar a consulta a qualquer cenário de interesse.

No contexto da APP, um cenário de acidente é definido como o conjunto formado pelo perigo identificado, suas causas e cada um de seus efeitos. Um exemplo de cenário de acidente possível seria: grande liberação de substância tóxica devido à ruptura de tubulação, levando à formação de uma nuvem tóxica.

De acordo com a metodologia da APP, os cenários de acidente devem ser classificados em categorias de frequência, as quais fornecem uma indicação qualitativa da frequência esperada de ocorrência para cada um dos cenários identificados. A Tabela 2.5 mostra as categorias de frequências normalmente usadas para esse propósito ALVES et al (2013).

Tabela 2.5 - Categorias de Frequências de ocorrência dos cenários (ALVES et al, 2013)

Categoria	Classificação	Faixa de Frequência (anual)	Descrição
A	Ocasional	$f > 10^{-2}$	Espera-se que ocorra ao menos uma vez durante a vida útil da instalação
B	Provável	$10^{-4} \leq f \leq 10^{-2}$	Espera-se que ocorra até uma vez durante a vida útil da instalação
C	Pouco provável	$10^{-5} \leq f \leq 10^{-4}$	Pouco provável que ocorra durante a vida útil da instalação
D	Praticamente improvável	$10^{-7} \leq f \leq 10^{-5}$	Extremamente improvável de ocorrer durante a vida útil da instalação
E	Improvável	$f < 10^{-7}$	Não deve ocorrer durante a vida útil da instalação

Esta avaliação de frequência poderá ser determinada pela experiência dos componentes do grupo ou por banco de dados de acidentes (próprio ou de empresas similares).

Os cenários de acidente também devem ser classificados em categorias de severidade, as quais fornecem uma indicação qualitativa da severidade esperada de ocorrência para cada um dos cenários identificados. A Tabela 2.6 mostra as categorias de severidade em uso atualmente para a realização de APP.

Tabela 2.6 – Categorias de severidade dos perigos identificados

Categoria	Classificação	Descrição/ Características
I	Catastrófica	Danos irreparáveis aos equipamentos, à propriedade e/ou ao meio ambiente, levando à parada desordenada da unidade e/ou sistema (reparação lenta ou impossível); Provoca mortes ou lesões graves em várias pessoas (em funcionários e/ou em pessoas extramuros).
II	Crítica	Danos severos aos equipamentos, à propriedade e/ou meio ambiente, levando à parada ordenada da unidade e/ou sistema; Lesões de gravidade moderada em funcionários, em terceiros e/ou pessoas extramuros (probabilidade remota de morte de funcionários e/ou terceiros); Exige ações corretivas imediatas para evitar seu desdobramento em catástrofe.
III	Marginal/Moderada	Danos leves aos equipamentos, à propriedade e/ou ao meio ambiente (os danos são controláveis e/ou de baixo custo de reparo); Lesões leves em funcionários, terceiros e/ou em pessoas extramuros.
IV	Baixa ou Insignificante	Sem danos ou danos insignificantes aos equipamentos, à propriedade e/ou ao meio ambiente; Não ocorrem lesões/mortes de funcionários, de terceiros (não funcionários) e/ou de pessoas extramuros (indústrias e comunidade); o máximo que pode ocorrer são casos de primeiros socorros ou tratamento médico menor.

Para estabelecer o nível de Risco, utiliza-se uma matriz, indicando a frequência e a severidade dos eventos indesejáveis, conforme indicado na Figura 2.7 e na Tabela 2.7.

		SEVERIDADE			
		Baixa	Moderada	Crítica	Catastrófica
FREQUÊNCIA	Ocasional				
	Provável				
	Pouco Provável				
	Praticamente improvável				
	Improvável				

Figura 2.7 - Matriz de Classificação de Risco – Frequência x Severidade

Tabela 2.7 - Legenda da Matriz de Classificação de Risco

Severidade	Frequência	Risco
I – Catastrófica	A – Ocasional	1 – Desprezível
II – Crítica	B – Provável	2 – Marginal
III – Moderada	C – Pouco provável	3 – Moderado
IV – Baixa	D – Praticamente improvável	4 – Crítico
	E - Improvável	5 – Catastrófico

Finalmente, procede-se à análise dos resultados obtidos, listando-se as recomendações de medidas preventivas e/ ou mitigadoras pela equipe de APP. O passo final é a preparação do relatório da análise realizada.

A APP é uma técnica mais abrangente que a técnica *checklist*, informando as causas que ocasionaram a ocorrência de cada um dos eventos e as suas respectivas consequências, obtenção de uma avaliação qualitativa da severidade das consequências e frequência de ocorrência do cenário de acidente e do risco associado: MATRIZ DE RISCO, conforme a Figura 2.7. A desvantagem da APP é que ela requer um tempo maior para a execução de todo processo até o relatório final, necessitando de uma equipe com grande experiência em várias áreas de atuação como: processo, projeto, manutenção e segurança.

Como exemplo da utilização desta Técnica para Análise de Risco em plantas de processo, pode-se citar o Estudo de Impacto Ambiental da Unidade 3 da Central

Nuclear Almirante Álvaro Alberto IBAMA (2006). Foi utilizada a APP para identificação e classificação qualitativa dos riscos para a análise dos eventos indesejáveis. Nesse estudo foram identificadas as substâncias presentes nas instalações, independente da frequência de uso. Verificou-se, nesta etapa do trabalho, a presença de produtos tóxicos e inflamáveis, sendo considerados os seguintes eventos indesejáveis:

- a) grande liberação de gás inflamável;
- b) pequena liberação de gás inflamável;
- c) grande liberação de líquido inflamável;
- d) pequena liberação de líquido inflamável;
- e) grande liberação de gás tóxico; e
- f) pequena liberação de gás tóxico.

A prévia identificação dos sistemas estudados foi realizada em reuniões com os consultores e o grupo de Operação, Meio Ambiente e Engenharia da Eletronuclear. Os sistemas de estocagem de Hidrogênio, Óleo Diesel, Hidrazina e Amônia 25% foram os escolhidos para serem analisados na APP.

Depois do preenchimento das planilhas da APP, procedeu-se à análise dos resultados obtidos, listando-se os cenários que deverão ter suas consequências simuladas.

LINS (2010) utilizou a técnica de APP para tratar dos impactos ambientais provenientes de desvios operacionais no tratamento nas estações de tratamento de esgotos. A técnica mostrou que resultados relevantes que contribuíram para a adoção de medidas preventivas em caso de ocorrência de eventos indesejáveis, além de mostrar o percentual de causas que paralisariam a planta em questão.

ALVES et al (2013) usaram a APP para no estudo de Análise de Segurança e Análise de Risco, com o objetivo de fornecer subsídios para a obtenção de licença de funcionamento junto à CNEN para a implantação da transferência de rejeitos líquidos radioativos da usina nuclear de Angra 1 para Angra 2. A APP em pauta apresentou diversos cenários de incidentes/acidentes postulados para a referida transferência, além de classificá-los quanto ao risco no modelo de Matriz de Riscos, onde puderam ser identificados os cenários que mais mereceram um análise detalhada, conforme a severidade de impactos radiológicos postulados.

2.14. Acidentes Ocorridos com Submarinos Nucleares

Esta seção do trabalho abordará alguns acidentes relatados que ocorreram com navios e submarinos nucleares no mundo e que foram objeto de estudo e que se encontram disponíveis na literatura aberta. Na sua grande maioria, os acidentes citados ocorreram com o navio ou submarino em operação no mar. Um número menor de acidentes relatados ocorreram quando os mesmos estavam atracados ou docados em instalações de apoio em terra. Porém, todos os acidentes serão relevantes, de forma que servirão como parâmetros de ocorrência dos mesmos nessas instalações.

Segundo SARKISOV (1999), a experiência de operação de navios de propulsão nuclear sugere que, apesar da elevada confiabilidade das instalações nucleares, a probabilidade de acidentes em tais instalações não pode ser descartada. Por exemplo, há alguns relatos da ocorrência de acidentes com submarinos russos, que resultaram em consequências radiológicas prejudiciais.

Os maiores perigos radioecológicos potenciais são os compartimentos onde se localizam os reatores nucleares nos navios/submarinos, as oficinas flutuantes especializadas de apoio e as instalações de armazenamento do combustível nuclear irradiado e de rejeitos radioativos.

Um perigo potencial do ponto de vista de uma possível contaminação radioativa do meio ambiente refere-se aos locais e instalações destinados ao reabastecimento dos núcleos dos reatores, remoção dos rejeitos radioativos, armazenamento temporário e reprocessamento desses rejeitos, armazenamento temporário de combustível irradiado e reparação e descontaminação de equipamentos contaminados.

Desde o início da operação de submarinos nucleares, o monitoramento radioecológico precisa estar organizado e atuar como um serviço especializado nas instalações das bases navais. Esse monitoramento deve incluir a medição dos níveis de radiação gama e contaminação de superfícies em zonas de protecção e de controle sanitário, a determinação da concentração de radionuclídeos nos diversos ecossistemas envolvidos (água do mar, sedimentos de fundo, água potável, solo e vegetação).

Ao longo de vários anos, observações mostram que os níveis radioativos no ar, água e solo nas proximidades de bases navais russas são normais, vide Tabela 2.8 comparada à Tabela 7.2. Para todo o período de observação, não houve casos relatados de contaminação radioativa de sistemas de abastecimento de água. Como regra, as concentrações de radionuclídeos no meio ambiente não excederam os valores de máximos regulados por normas internacionais. Porém, em casos de troca de

combustível, vestígios de radionuclídeos foram detectados no ar em distâncias entre 300 a 500 metros do local de trabalho.

Tabela 2.8 – Valores Médios da atividade de radionuclídeos específicos no meio ambiente na vizinhança das bases navais da Frota Norte Russa em 1987.

	Unidade	Concentração de Radionuclídeos			
		Sr-90	Cs-137	Ce-144	Co-60
Água do Mar	Bq/l	9E-03	1,3E-02	9E-03	5E-03
Água Potável	Bq/l	6E-03	1E-02	6E-03	4E-03
Aerossóis Atmosférico	Bq/m ³	2E-05	3E-05	2E-05	4E-05
Algas Marinha	Bq/kg	4	3	4	1.5
Sedimentos do Fundo do Mar	Bq/kg	7.5	9	8	4
Solo	Bq/kg	10	7	3	2
Vegetação	Bq/kg	6	4	4	3

Fonte: (ZAKHAROV et al, 1999).

Como, na maioria dos casos, os reatores nucleares instalados em submarinos são PWR, um acidente de criticalidade é mais provável que ocorra quando houver mudanças na configuração do núcleo, quando são removidas as barras de controle tornando o reator supercrítico. Nesse caso, uma reação em cadeia se inicia, elevando o nível de energia no reator, que cresce muito rápido, aquecendo o combustível, derretendo parte dele e tornando a água superaquecida, podendo resultar na liberação de vapor d'água e partículas de combustível para o ambiente no entorno do reator.

Não há relatos oficiais de acidentes de criticalidade em navios de propulsão nucleares ocorridos em marinhas ocidentais. No entanto, segundo OLGAARD (1999), o exército dos EUA teve em 1958 um acidente de criticalidade com um protótipo de reator no National Reactor Testing Station (NRTS), em Idaho que matou três operadores. A razão para o acidente não é completamente conhecida, mas parece que os operadores estavam manipulando barras de controle ou varetas de combustível a partir do topo do reator quando o acidente ocorreu.

Na Rússia, há relatos de cinco acidentes de criticalidade em submarinos nucleares durante o período soviético. Todos ocorreram em bases navais ou estaleiros com os reatores desligados. Houve dois acidentes ocorridos em conexão com o trabalho sobre o sistema de barras de controle, nos submarinos da classe Yankee, em Severodvinsk, um ocorrido em 1968 e o outro em 1980. Um terceiro acidente ocorreu

em um submarino da classe Charlie II, em Gorki, em 1970, quando o mesmo encontrava-se realizando um teste hidráulico do reator. Nesses acidentes não se tem relato de contaminação para fora dos cascos dos submarinos, que atuaram como uma contenção eficaz.

Os outros dois acidentes ocorreram no reabastecimento do submarino em casos onde a tampa do vaso do reator estava sendo levantada a uma altura em que as barras de controle ainda estavam ligadas aos mecanismos de acionamento das mesmas sobre a tampa do reator. Felizmente, em ambos os casos, como o combustível era novo, a quantidade de radioatividade libertada foi limitada. Um desses acidentes aconteceu em um submarino da classe Novembro, em Severodvinsk, em 1965, onde sete pessoas sofreram exposição à radiação. O compartimento do reator contaminado foi substituído e descartado, afundando na baía Ambrosimova, em Nova Zemlya. O outro acidente ocorreu com o submarino da classe Eco-II, o K-431, em um cais na base naval na Baía de Chazma (*Chazma Bay*) a 60 km de Vladivostok. Dez pessoas morreram, dez desenvolveram doença de radiação e trinta e nove apresentaram reações à radiação. Neste acidente, ocorrido em 10 de agosto de 1985, houve uma explosão no compartimento do reator. Como resultado, cerca de 185 TBq (principalmente radionuclídeos de vida curta) foram liberados para a atmosfera. Uma fração destes radionuclídeos foi depositada nas águas da baía em uma área de, aproximadamente, 0,1 km². A atividade total de Co-60 em sedimentos de fundo da parte da baía contaminada foi estimada em 185 GBq.

Segundo IAEA (2001), em outubro de 1986, o submarino russo K-219 afundou cerca de 1000 km a nordeste de Bermuda, no Oceano Atlântico como resultado de um incêndio seguido de uma explosão no compartimento dos torpedos, danificando o casco do submarino. Durante o incêndio, os dois reatores foram desligados. A maior liberação acidental relatada de rejeitos radioativos líquidos, cerca de 74 TBq, ocorreu em 1989 com um submarino nuclear da Frota Norte Russa, de nome desconhecido, durante sua atracação na Baía de Ara. O acidente levou à contaminação radioativa de uma área marítima de 1 km².

Em 04 de julho de 1961, um grave acidente radioativo ocorreu a bordo do submarino nuclear soviético K-19 a noroeste do Atlântico. Durante o trabalho de rotina, membros da tripulação não notaram o vazamento em um dos circuitos do trocador de calor de um dos reatores. O combustível nuclear foi superaquecido e na tentativa de reparar o circuito e realizar o resfriamento do combustível, uma parte da tripulação foi

exposta à radiação. O submarino foi rebocado para a base naval de onde os homens expostos foram evacuados para um hospital especial. Não houve contaminação radioativa da água do mar. Como o submarino não pôde ser reparado por causa da alta taxa de radiação, os compartimentos do reator, juntamente com os dois reatores foram cortados e despejados na Baía de Abrosimov, em Nova Zemlya.

Em 19 de maio de 2000, após um vazamento na tubulação da água do refrigerante no compartimento do reator, o submarino a propulsão nuclear "HMS Tireless" entrou em Gibraltar para manutenção. Conforme informações fornecidas pelo Ministério da Defesa do Reino Unido, embora houvesse uma quantidade de refrigerante que foi descarregada para o Mar Mediterrâneo, não houve contaminação do mesmo

Além desses relatos de acidentes ocorridos, OLGAARD (1996) relata a ocorrência de 6 acidentes por perda de resfriamento (LOCA), três devido ao desenvolvimento de grandes vazamentos, um devido à drenagem do núcleo após seu desligamento, uma devido ao desligamento das bombas principais de circulação por engano e um devido ao bloqueio dos canais de resfriamento do combustível por óxidos de metálicos em um reator resfriado por metal líquido (LMCR). A marinha soviética tem cinco experiências com acidentes de criticalidade, sendo que todos ocorreram quando os reatores estavam desligados. Os acidentes ocorreram em virtude de falhas humanas e falta de instrumentação operacional. Dois dos acidentes ocorreram durante a troca de combustível, dois em ligação com o trabalho sobre os sistemas das barras de controle e uma em relação a um teste hidráulico de um reator. É interessante notar que os acidentes de criticalidade ocorreram quando os reatores estavam desligados e não quando estavam em plena potência. Também pode se notar que, apesar do fato da frota de submarinos nucleares soviéticos/russos sofrer um número significativo de acidentes severos com um substancial número de vítimas, pouca radioatividade parece ter sido liberada para o ambiente.

Dos acidentes ocorridos em bases navais citados pode se verificar que os que mais despejaram poluentes radioativos no meio ambiente foram os que ocorreram durante a troca de combustível nuclear, em virtude do núcleo do reator estar aberto durante a operação.

Os acidentes relatados mostram a importância de realizar uma análise de segurança para a concepção, tanto do SPN, quanto para as operações realizadas em instalações de terra que apoiam as operações de manutenção dos diversos sistemas do

referido submarino, troca de combustível nuclear, remoção e transporte de rejeitos radioativos e manobras de peso realizados nos cais e nos diques do complexo naval.

CAPÍTULO 3

REQUISITOS PARA UM PLANO DIRETOR PARA O APOIO AO SUBMARINO DE PROPULSÃO NUCLEAR

Este capítulo tem por objetivo apresentar, sucintamente, as interfaces necessárias para atender um submarino de propulsão nuclear (SPN) quando atracado em um cais ou em dique seco, definir uma instalação de apoio em terra para SPN e descrever as necessidades e níveis de apoios para a segurança nuclear dessas instalações.

3.1. Panorama Geral para os Sítios de Instalações Nucleares

Segundo IAEA (1978), a construção de instalação de geração de energia nuclear passa, num primeiro estágio, pela busca e seleção de um sítio onde a mesma irá operar. Essa escolha se efetua, antes de tudo, em função de limites técnicos. A criação de um estabelecimento responde a uma necessidade em uma determinada região, como por exemplo, produção de eletricidade ou planejamento do território. Ela implica a existência de certos fatores favoráveis, como a disponibilidade de água para resfriamento, a presença de meios de comunicação e de redes de distribuição, ou a possibilidade de uso da mão-de-obra local. Entretanto, as grandes instalações nucleares podem acarretar riscos maiores para o meio ambiente. Ao mesmo tempo, os aspectos ligados à segurança devem ser considerados com cuidado desde o início da operação.

Por essa razão, foi concebida uma análise específica para a indústria nuclear. Articula-se em três fases: estudar os fenômenos, avaliar os riscos e evitar os danos. Ela se baseia em uma classificação das várias agressões externas que, advindas do meio ambiente, ameaçam a instalação e requerem o exame das características do meio para que se estimem os riscos que a instalação pode criar em seu entorno.

Essa necessidade de estudo sobre a segurança dos sítios nucleares se impôs inicialmente para as centrais de geração de eletricidade. Em razão da quantidade de produtos radioativos confinados no núcleo dos reatores de potência, elas podiam constituir um grande risco. Essa conduta foi em seguida estendida, adaptando-se a gravidade dos riscos incorridos, a todas as instalações nucleares de base, indústrias do ciclo do combustível, irradiadores, laboratórios, armazenamento de rejeitos, etc. Ela é, cada vez mais, reconhecida como indispensável pelos grandes complexos químicos e por todos os estabelecimentos suscetíveis de apresentar um risco para o meio ambiente.

Nesse pensamento, ajusta-se perfeitamente, um submarino de propulsão nuclear e suas bases ou instalações de apoio em terra, que deverão possuir adequadas estruturas e equipamentos, já que, obrigatoriamente, ficarão em condições de realizar diversas tarefas de apoio ao submarino e armazenar produtos radioativos.

3.2. Gênese de um Sítio Nuclear

Considerando que uma instalação de apoio em terra para submarinos de propulsão nuclear deve seguir todos os requisitos de estudo e autorização oficial para operação, como uma instalação nucleoeletrica, este item tem a intenção de abordar sucintamente as etapas para a origem de um local que servirá de base de apoio aos mesmos.

Para se ter o início do funcionamento da instalação em terra, as seguintes etapas devem ser seguidas, segundo GUIMARÃES (2011):

a) Seleção e Qualificação (diversos sítios estudados)

Uma pesquisa de mapas e documentos permite eleger lugares, *a priori*, que tenham um ambiente favorável e local estratégico. Estudos preliminares conduzem à eliminação da maior parte deles.

b) Confirmação (Escolha definitiva)

Investigações aprofundadas e reconhecimentos de terreno confirmam que o sítio eleito não apresenta vício redibitório¹.

c) Enquete (Declaração de utilidade pública)

Esse procedimento marca o primeiro momento de reconhecimento oficial do sítio. As autoridades nacionais e locais e o público são consultados.

d) Relatório Preliminar de Segurança (Autorização para criação)

Todos os aspectos do sítio, que levarão a determinar o dimensionamento da instalação, são estudados detalhadamente.

e) Relatório Provisório de Segurança (Autorização de carregamento)

A retomada dos vários elementos do “capítulo sítio” do relatório de segurança permite a verificação de que as hipóteses levantadas no momento da criação permanecem válidas.

¹ Vícios redibitórios - São defeitos ocultos que tornam a coisa adquirida imprópria ao uso ou lhe diminua o valor.

f) Relatório Definitivo de Segurança (Início de funcionamento)

A operação precedente recomeça no momento do exame do relatório definitivo de segurança que o explorador deve atualizar de maneira regular.

Cabe ressaltar, que o estudo dos sítios não termina com a data do início de funcionamento de suas operações. Durante toda a sua existência, o relatório de segurança é objeto de revisões periódicas. Elas permitem a possibilidade de levar em conta, ao mesmo tempo, as modificações do ambiente e a evolução das exigências em matéria de segurança.

3.3. Procedimento para a Análise de Segurança

As características de um sítio que podem influenciar na segurança são inventariadas e pesadas em todas as etapas da elaboração e da vida de um projeto. Quer dizer, são examinadas todas as disposições que concorrem para garantir o funcionamento normal, prevenir os acidentes e se necessário, limitar os seus efeitos.

Esse exame atinge a totalidade das interações entre a instalação projetada e o sítio. Dessa forma, ele alarga o campo habitual das considerações de engenharia civil preliminares à construção.

É verdade que os princípios precedentes devem ter nuances em função dos riscos tecnológicos que o projeto visado é passível de provocar no seu entorno. Os eventuais prejuízos a serem evitados nem de perto são equivalentes para todas as instalações. É por essa razão que o estudo de um sítio não pode ser totalmente separado dos riscos que o estabelecimento projetado pode produzir.

Na indústria nuclear, não existe uma razão válida que implique fazer as mesmas investigações para os reatores de uma central de geração de eletricidade de potência, um laboratório, o estoque de combustível ou um irradiador. As quantidades de produtos radioativos presentes em um eventual acidente seriam muito distintas.

3.4. Descrição da Instalação de Apoio em Terra para o SPN Brasileiro

O local escolhido para instalar a base naval está localizado a 80 km a oeste da cidade do Rio de Janeiro, próximo do porto de Itaguaí, nas proximidades da Ilha da Madeira em uma área com cerca de 300.000 m² composta por terreno plano e baixo e está localizado em uma baía protegida dos ventos e ondas. Essa área é protegida da erosão por uma cobertura de enrocamento (PROSUB, 2011).

O sítio possui a seguinte infraestrutura:

- a) A doca de lançamento (Elevador de Navio, também conhecido como *Shiplift*);
- b) Dois diques de manutenção;
- c) Estaleiro para Fabricação e Montagem (*Main Hall*);
- d) Oficinas de manutenção e armazéns;
- e) Oficinas móveis para atender a operação de manutenção no compartimento do reator nuclear do submarino e, especialmente, para o carregamento e troca de combustível do mesmo;
- f) Um complexo radiológico contendo uma piscina de armazenamento de combustível, uma estação de efluente radioativos e uma área para armazenamento de rejeitos radioativos;
- g) Áreas de atracação para submarinos e navios (*cais*);
- h) Redes industriais de energia, água, etc;
- i) Instalações para o pessoal (alojamentos, escritórios, etc.); e
- j) Arruamentos espaçosos nas proximidades e para o acesso aos cais.

A Figura 3.1 mostra algumas instalações como diques, cais, o estaleiro para a fabricação e montagem e o elevador de navios.

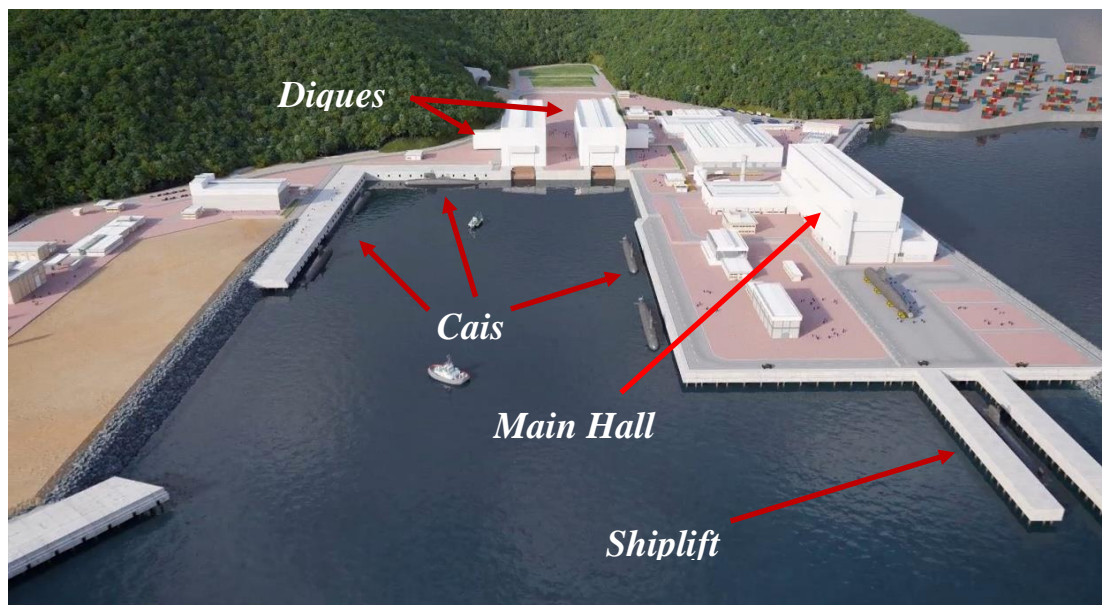


Figura 3.1 - Concepção Artística do CR-EBN em Itaguaí (fonte: PROSUB)

A Marinha do Brasil - MB denomina a instalação de apoio em terra para o SPN de Complexo Radiológico do Estaleiro e Base Naval (CR-EBN).

A Base Naval está sendo projetada para desempenhar as seguintes funções:

- Construir submarinos convencionais;
- Construir submarinos nucleares de até 12 metros de diâmetro;
- Auxiliar a operação da frota de submarinos convencionais e nucleares da MB, assim como navios de apoio aos submarinos, provendo o suporte necessário, em termos de provisões e pequenas manutenções (1º escalão), executadas pelo pessoal de bordo; e
- Realizar as manutenções de 2º, 3º e 4º escalões nos submarinos convencionais e nucleares.

Este complexo será composto de três partes principais descritas a seguir.

3.4.1. Área norte da Base Naval

A Base Naval é dividida entre as áreas norte e sul, que estarão interligadas por um túnel com cerca de 700 metros de extensão e 14 metros de diâmetro. Na parte norte da Base Naval, com área de 103 mil m², será construída uma infraestrutura que dará suporte e acomodação aos oficiais e visitantes, contará com um Centro de Descontaminação Radioativo, Rodoviária, Hotel e um Centro de Intendência da Marinha do Brasil.

3.4.2. Unidade de Fabricação de Estruturas Metálicas (UFEM)

Ocupando uma área de cerca de 96 mil m², a UFEM (Figura 3.1) é a célula primária de fabricação dos submarinos da classe *Scorpène* no Brasil. Sua estrutura será composta por um prédio principal, treze oficinas de montagem de componentes, um Depósito Naval, área administrativa com escritório, garagens, vestiário, refeitório, área de vivência e escola de soldagem. Terá como vizinha a Nuclep – Nuclebrás Equipamentos Pesados, que será um importante parceiro tecnológico e estratégico que, por meio de seus equipamentos e serviços, realizará a fabricação de subseções e seções, bem como a pintura do casco resistente dos submarinos.



Figura 3.2 - Unidade de Fabricação de Estruturas Metálicas, Itaguaí, Rio de Janeiro²

3.4.3. Estaleiro e área sul da Base Naval

Local de implantação do Estaleiro, onde serão realizadas as etapas de montagem, lançamento, operação e manutenção dos submarinos, com área de 487 mil m², além de também ficar a área sul da Base Naval, que abrigará o Comando da Força de Submarinos, projetada para apoiar os submarinos convencionais e nucleares que serão sediados no complexo militar. O projeto prevê a construção em espaço terrestre e em área de aterro avançada sobre o mar. O conjunto terá dois píeres de 150 m e três docas com 140 m de extensão, além de oficinas e prédios administrativos. As instalações do empreendimento deverão ser capazes de oferecer atracação para 10 submarinos, sendo 4 de propulsão convencional e 6 de propulsão nuclear, 1 navio de socorro de submarinos, 3 rebocadores portuários, 1 lancha de apoio ao mergulho e 1 embarcação de recolhimento de torpedos, além de suficiência para a construção de dois submarinos convencionais ou um convencional e um nuclear simultaneamente. Além do

² Disponível em: <http://www.defesanet.com.br/prosub/noticia/9900/Defesa-em-Debate--UFEM-e-o-PROSUB--desafios-e-conquistas-da-MB/>. Acesso em 10 dez. 2015.

Estaleiro de Construção, do Estaleiro de Manutenção e dos Cais para apoio aos submarinos não nucleares, há o Complexo Radiológico (CR-EBN), específico para apoio e manutenção de submarinos nucleares.

3.5. Abordagens de Segurança e Demonstração de Segurança

3.5.1. Níveis de análise

A segurança do SPN pode ser demonstrada através de três níveis de análise, cada um correspondendo a um escopo técnico limitado:

- o compartimento do reator nuclear e equipamentos relacionados, ao que GUIMARÃES (1999) denomina de Instalação Propulsora Nuclear (IPN);
- os equipamentos do submarino que apoiam o funcionamento do compartimento do reator, como fonte de energia, sistemas de refrigeração, sistemas de comando e controle e sistemas de ar condicionado; e
- equipamentos localizados em terra que apoiam as instalações acima mencionadas a bordo do submarino.

Para o SPN no mar, os dois primeiros níveis são suficientes para garantir a segurança nuclear, já que nessas condições o mesmo será autônomo, conforme TALARICO (2015). Portanto, esses níveis não serão abordados neste trabalho.

De forma similar, para as construções nucleares como os diques e as oficinas móveis, a segurança pode ser demonstrada através de dois níveis de análise: construção nuclear e instalações de apoio em terra que dão suporte às construções, como a rede de energia elétrica e sistemas de fluidos.

Cada um desses níveis deve ser documentado com um relatório de segurança e regras de funcionamento aprovados por autoridade competente, IAEA (2012).

Um documento de interface deve especificar para cada nível, os requisitos impostos ao próximo nível mais baixo e a condição de aplicabilidade dos mesmos de acordo com o estado de funcionamento do reator, a indisponibilidade de algumas instalações ou construções (docas, oficinas móveis) e a condição de funcionamento (condição normal ou em condições de acidentes).

Esses requisitos podem ser apresentados como requisitos de projeto, regras de funcionamento (sistemas redundantes, níveis mínimos de desempenho e restrições) e nível de confiabilidade a serem alcançados. Além disso, também é importante considerar as consequências no caso de, na Base Naval, haver a necessidade de apoio

simultâneo para mais de um submarino. Os dispositivos de segurança em operação devem, portanto, ser capazes de apoiar o número programado de submarinos. As possíveis interações desse tipo de apoio devem ser analisadas.

As exigências impostas pelo nível superior devem ser conhecidas para projetar as instalações de um determinado nível. Assim, a demonstração da segurança dos níveis superiores deve ser suficientemente atingida.

Na prática, a concepção de instalações de apoio em terra é altamente condicionada pelo conhecimento dos requisitos de segurança que se aplicam ao submarino apoiado, incluindo quando o mesmo estiver em manutenção.

3.5.2. Estudos de impacto radiológico

Os estudos de impacto radiológico em condições normais e acidentais serão conduzidos no âmbito da demonstração de segurança para garantir formalmente que os Objetivos Gerais de Segurança (OGS) sejam respeitados, ou seja, para verificar a aceitabilidade de consequências radiológicas no que diz respeito à frequência de ocorrência dos cenários.

Estes estudos devem contemplar o compartimento do reator do SPN e as construções que possam representar uma fonte de contaminação ou radiação.

A observância dos OGS também vai exigir instalações que sejam resistentes aos perigos e funções de segurança que atendam aos requisitos de confiabilidade.

O plano de emergência, que é um dos elementos fornecidos para obter a licença de operação das instalações em terra, deve especificar os procedimentos de mitigação a serem empregados dentro e fora do sítio (Base Naval), bem como, as autoridades públicas envolvidas para cada cenário acidental, de acordo com o estudo de impacto radiológico AIEA (2003).

3.6. Instalação de Apoio em Terra

A citação abaixo define o que seja uma instalação de apoio em terra.

Instalação de apoio em terra engloba todas as instalações fixas em terra e móveis no mar (navios, submarinos, aeronaves) que venham a prestar serviços ao navio e à instalação nuclear, compreendendo o estaleiro de construção, bases navais de manutenção e reparo, navios tender, oficina e de socorro e salvamento específicos, veículos submarinos de resgate, socorro e salvamento e outros navios ou

aeronaves que possam eventualmente, prestar apoio ou operar em conjunto com o navio nuclear (GUIMARÃES, 1999).

Para efeito do presente trabalho, será considerada instalação de apoio em terra toda instalação fixa que presta serviços de apoio logístico ao SPN.

KRAMER (1962) identificou e descreveu os sistemas e estruturas que compunham as instalações de apoio em terra para o navio de propulsão nuclear SAVANNAH:

- Instalações de Apoio Nuclear
- Cais e Píeres
- Doca Seca
- Edifício de Manutenção Nuclear
- Edifício de Manutenção
- Sistema de Gerenciamento de Rejeitos
- Área de Armazenamento para Rejeitos
- Área de Descontaminação
- Área de Troca de Combustível
- Área de Armazenamento de Embalagens
- Estrutura de Interligação

3.7. Requisitos de Projeto

A principal tarefa dos sistemas e instalações associados ao CR-EBN é apoiar o SPN, inclusive em relação a sua segurança, provendo redundâncias adequadas que visem prevenir e mitigar as consequências de eventuais acidentes postulados no CR-EBN e no SPN quando estiver presente na Base Naval.

O CR-EBN deve obedecer aos requisitos de segurança nuclear: independência, redundância, classificação de segurança nuclear, classificação sísmica e proteções contra falha de causa comum.

GUIMARÃES (1999) afirma que os requisitos de segurança de funcionamento de sistemas industriais para as instalações nucleares estacionárias podem ser aplicados ao que denomina de Instalação de Propulsão Nuclear, desde que haja as devidas adaptações para as mesmas. Este princípio também vale para as instalações de apoio em terra para SPN com ou sem a sua presença.

Os requisitos estabelecidos nas normas da CNEN e internacionais, relativas à segurança de instalações nucleares e ao manuseio de materiais radioativos devem ser seguidos no projeto do CR-EBN.

3.8. Avaliação do Apoio Necessário para a Segurança Nuclear

O SPN no mar ou atracado em uma instalação de apoio em terra deve ser autônomo. Suas próprias instalações devem ser projetadas e operadas de forma a garantir sua segurança nuclear. O SPN deve ser, portanto, equipado com equipamento de segurança suficiente (caixas d'água, fontes de alimentação redundante, sistemas de refrigeração redundantes, etc.) para limitar as consequências radiológicas para o ambiente e para níveis aceitáveis para sua tripulação, conforme definido nos OGS, de acordo com a frequência de ocorrência de cada cenário acidental. Em caso de estar presente na Base Naval, sua segurança nuclear também deve ser garantida sem recebimento de qualquer apoio do CR-EBN.

Com o SPN presente nos Cais ou Diques do CR-EBN os sistemas de segurança do SPN associados aos CR-EBN devem garantir a segurança nuclear tanto para o submarino, quanto para a Base Naval e para seus trabalhadores, bem como a do meio ambiente e a de terceiros como população no entorno do complexo.

Durante os períodos em que o SPN estiver em operações de manutenção no CR-EBN as instalações de apoio em terra devem ser consideradas na garantia de segurança do SPN, do CR-EBN, da Base Naval, dos trabalhadores e do meio ambiente, de forma a proporcionar o devido apoio ao SPN.

Esta condição deve ser levada em conta ao avaliar a necessidade de instalar equipamentos específicos em terra para gerenciar os acidentes. A necessidade pode surgir no caso de indisponibilidade programada, como uma manutenção do próprio equipamento do SPN.

Da mesma forma, a possibilidade de atracar o SPN em uma situação de emergência para manutenção, por exemplo, em caso de uma condição que exija o resfriamento do reator nuclear usando os seus condensadores deve ser contemplada. A política de manutenção adotada determinará o dimensionamento das estações de apoio em terra para o SPN.

Duas estratégias são possíveis para as operações de manutenção:

- o fornecimento de vapor nuclear será configurado de tal maneira que a condição imposta ao equipamento de suporte submarino será menos exigente: por exemplo, usando a condição do reator em parada fria, o que impõe outras restrições, especialmente em termos de tempo e produção de efluentes radioativos; e
- as instalações a bordo do submarino que estarão indisponíveis, por motivos de manutenção, sejam apoiadas por instalações em terra.

3.9. Seleção dos Níveis de Apoio e de Manutenção Fornecidos pelas Estações de Recebimento do CR-EBN

Há pelo menos dois níveis de apoio para as estações de recebimento (cais e diques) no CR-EBN, que segundo TALARICO (2015) são:

3.9.1. Suporte Leve

Neste caso, o submarino é autônomo. Os seus sistemas de segurança estão disponíveis e no nível necessário, de acordo com o seu estado. As facilidades da Base Naval oferecidas ao SPN são usadas apenas por razões de conforto e não têm função de segurança nuclear.

3.9.2. Suporte Pesado

Neste caso, o submarino não é autônomo. As facilidades do CR-EBN oferecidas ao SPN têm a função de segurança e precisam ser classificadas e obedecer aos requisitos de segurança, devendo fornecer as utilidades necessárias e no nível adequado ao estado do submarino.

3.10. Níveis de Manutenção

Existem vários níveis de manutenção para o estado do SPN. A capacidade de atingir um determinado nível de manutenção pode variar de acordo com as estações de recebimento, como:

- Coleta de efluentes radioativos.
- As operações de manutenção no compartimento do reator do SPN que não exigem extensão do confinamento. Nesse caso, resíduos, componentes e ferramentas do compartimento podem ser transferidos para fora do submarino através de acesso normal

ao mesmo. Isto implica que o equipamento passará pela área externa. Em caso de radioatividade, eles devem ser colocados em uma embalagem que ofereça todas as garantias de integridade e proteção radiológica, de acordo com o risco (atividade contida).

- As operações de manutenção no compartimento do reator do SPN que exigem extensão do confinamento. Neste caso, devem-se utilizar oficinas móveis que impeçam a liberação de produtos radioativos para o exterior. O uso de uma oficina móvel para alcançar extensão do confinamento impõe uma restrição no estado do reator, que deverá ser em parada a frio. A extensão do confinamento por oficinas móveis permite que todas as operações de manutenção sejam realizadas no compartimento do reator do SPN, especialmente as de troca de combustível.

3.11. Premissas para o Nível de Apoio em Cais e Docas

Segundo MAIA (2015), pode-se partir da premissa que as duas docas projetadas serão construídas de modo que suas instalações fornecerão o suporte pesado ao SPN.

Todas as operações de manutenção do compartimento do reator do SPN poderão ser conduzidas nos diques do CR-EBN.

As estações em terra serão equipadas de acordo com o nível de apoio necessário. As premissas consideradas são:

- Cais que receberão suporte leve de água para refrigeração (abastecimento de conforto, o SPN é capaz de restaurar a sua autonomia) e suporte pesado para o fornecimento de energia.
- Cais que não fornecerão nenhum tipo de suporte para o SPN.
- Cais que fornecerão apenas suporte leve.

A coleta de efluentes radioativos e operações de manutenção no compartimento do reator que não exijam extensão de confinamento poderão ocorrer nos diques e nos cais que receberão suporte pesado.

3.12. Premissas para o Nível de Apoio na Área da Construção

O Elevador de Navio (*Shiplift*), dispositivo de lançamento do submarino no mar, poderá ser usado para receber o SPN com combustível instalado, apenas em caso de emergência que envolva a segurança do mergulho. Ele não é concebido para ser usado em conjunto com os diques a fim de aumentar a disponibilidade operacional dos navios.

O nível de apoio no Elevador de Navios deve ser suporte pesado para fornecimento de energia e de água do mar para resfriamento e suporte leve para o fornecimento de água doce refrigeração.

CAPÍTULO 4

DESCRIÇÃO DE SISTEMAS DE APOIO AO SUBMARINO DE PROPULSÃO NUCLEAR

Este capítulo detalha as funções que podem vir a ser afetadas por questões de segurança e relacionadas com a segurança, para o apoio do SPN e das instalações nucleares em terra.

4.1 Interfaces Necessárias

Para facilitar a compreensão, o SPN será dividido em 3 seções principais para a apresentação de suas interfaces com as instalações de apoio em terra. Entende-se como interfaces os pontos de conexões entre o SPN e as instalações de apoio em terra, por onde os serviços e facilidades poderão ser fornecidos, como recebimento (estações de recebimento) de fluidos e energia de terra, água de resfriamento e ventilação, rede de dados, telefonia, dentre outros. As seções são a de ré, a intermediária e a de vante, conforme mostrado na Figura 4.1. A divisão dessas seções levará em consideração a concepção do projeto do SPN que será desenvolvido pela MB PROSUB (2011).

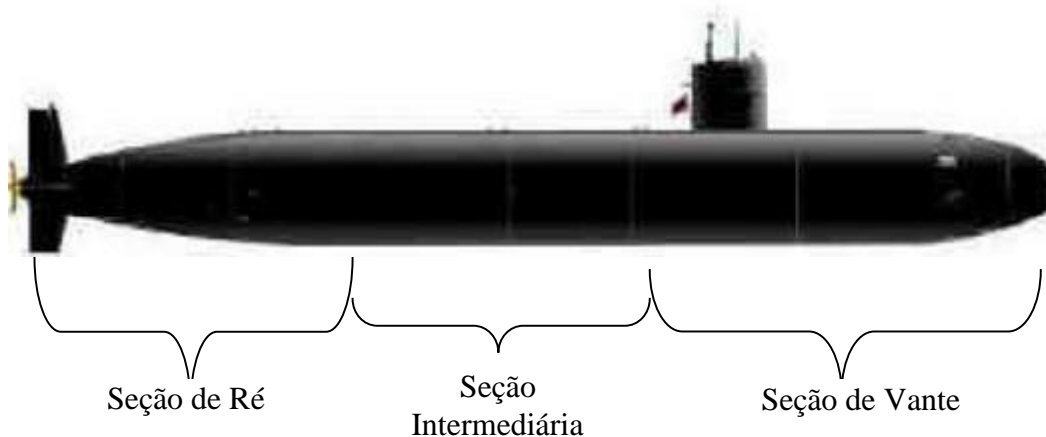


Figura 4.1- Seções do SPN

a) Seção de Ré

A seção de ré compreende a parte do SPN que contém os sistemas de propulsão (sala de máquinas) e o circuito secundário do reator nuclear.

Nessa seção o SPN deverá possuir interfaces com o cais ou dique como pontos de eletricidade, ponto de fluido de alta pressão, de água do mar para resfriamento do circuito secundário, fluido hidráulico, água desmineralizada para resfriamento de equipamentos do compartimento do reator, dentre outros, de tal forma que possa receber essas facilidades por meio de conexões ou suportes móveis ou fixos.

b) Seção Intermediária

A seção intermediária compreende o compartimento do reator nuclear, onde estará contido o núcleo do reator, o circuito primário, tanques de armazenamento de rejeito radioativo sólido, líquido e gasoso.

Nessa seção deve haver interfaces fixas ou móveis no SPN a fim de permitir o desempenho de funções como a remoção de produtos ativados do refrigerante do reator, descarregar os vazamentos e remover os gases do circuito primário do reator, possibilitar a troca de combustível e renovar o ar e produzir vácuo no compartimento do reator.

c) Seção de Vante

A seção de vante compreende instalações como sala de controle, motor diesel auxiliar, baterias, compartimento da tripulação (alojamentos, banheiros, cozinha, refeitório), torpedos, sala de mísseis e sonar.

As interfaces dessa seção devem desempenhar funções como providenciar e remover água do mar para refrigeração, prover embarque e desembarque de óleo combustível e de lubrificação, providenciar água para combate a incêndio, água potável e água industrial para higiene, descarregar águas de esgoto e de serviço, providenciar energia elétrica e meios de comunicação (telefonia e dados).

4.2. Instalações de Apoio

As instalações do CR-EBN são usadas para apoiar dois tipos de instalações nucleares: o SPN (instalações de bordo e compartimento do reator) e as instalações nucleares em terra (oficinas que apresentam perigo radiológico - oficinas móveis).

Em termos de segurança nuclear, as instalações de apoio estão envolvidas em dois aspectos:

a) elas podem cumprir uma função que está, diretamente, envolvida na segurança (resfriamento em suporte pesado); e

b) no caso de uma falha, elas podem atuar como um perigo ou propagar um perigo para o SPN atracado ou para a instalação nuclear em terra.

4.3. Funções Diretamente Envolvidas nas Questões de Segurança

Estas funções estão envolvidas em atividades de segurança, apenas para as operações de suporte pesado, conforme o item 3.9.2. Caso contrário, o submarino é autônomo e estas funções apenas asseguram uma oferta de conforto que pode ser interrompida sem consequências em termos de segurança.

A identificação destas funções e a caracterização dos níveis de desempenho requeridos dependem do projeto do reator nuclear, das instalações interiores a bordo de submarinos, e do modo como a demonstração de segurança é apresentada.

Segundo entrevista com MAIA (2015), as funções a serem consideradas são aquelas que podem ser realizadas a partir de terra e que estão envolvidas em operações de segurança:

- a) Fornecimento de energia.
- b) Resfriamento.
- c) Injeção de segurança.
- d) Ventilação e controle radiológico na atmosfera do compartimento do reator nuclear.
- e) Coleta de efluentes radioativos.

4.3.1. Fornecimento de Energia

Em termos de segurança nuclear, a fonte de energia é usada para o comando/controlar dos sensores e atuadores do reator nuclear e para o funcionamento de alguns equipamentos do submarino necessários para arrefecimento em condições normais e de acidente.

O submarino, geralmente, é equipado com várias fontes de geração de energia: baterias com requisitos específicos de autonomia, geradores a diesel, turbo-alternadores e uma ou mais linhas de fornecimento de energia em terra.

A necessidade nominal de energia elétrica tem de ser diferenciada da necessária para a segurança, já que é muito baixa e limitada em comparação com a energia necessária para operar os equipamentos de segurança.

O projeto de fornecimento de energia elétrica do SPN deve ser capaz de interromper o fluxo de cargas para determinados sistemas e fornecer apenas para os

equipamentos de segurança nuclear.

O fornecimento de energia de terra é necessário durante a manutenção do SPN, quando algumas partes de equipamentos do submarino não estão disponíveis, como as baterias e o gerador a diesel. O fornecimento de energia de terra também dependerá do estado de funcionamento do reator.

Os requisitos que podem ser aplicados ao fornecimento de energia em terra são IAEA (2004):

- a) linhas independentes e disponíveis;
- b) confiabilidade em casos de quedas de energia de curto ou longo períodos que afetem apenas uma linha ou ambas.
- c) potência mínima a fornecer para as necessidades de segurança.
- d) fonte de alimentação de emergência independente (grupo gerador a diesel em terra).

O fornecimento de energia de terra deve ser garantido após os perigos considerados no estudo terem ocorrido.

Os perigos de maior relevância que devem ser levados em consideração para o projeto dos sistemas elétricos são:

- Terremoto.
- Onda de sobrepressão.
- Choques ou quedas.
- Incêndio.
- Relâmpago.
- Deslizamento de terra.
- Queda de aeronaves.
- Inundações.
- Eventos meteorológicos extremos (ventania, ciclone, etc..).
- Distúrbios eletromagnéticos.

Perigos de cobertura geográfica limitada, como incêndio ou choques e quedas podem ser mitigados através do estabelecimento de redundância (2 linhas de fornecimento de energia) e segregação (distância do evento ou da instalação por uma barreira física).

Perigos de vento e de inundação podem ser considerados quando as instalações forem dimensionadas.

O CR-EBN deve ser protegido contra deslizamentos de terra por meio da avaliação do risco e aplicação de fiscalizações e soluções técnicas possíveis de serem

aplicadas, como por exemplo, implantação de sistemas de drenagem água.

Da mesma forma, uma análise probabilística não deve permitir a consideração de acidentes como quedas de aeronaves, a menos que o local seja perto de um aeroporto.

Perigos de maiores extensões geográficas como terremoto, onda de sobrepressão, relâmpagos e inundações podem constituir uma causa comum para a perda de energia elétrica. É tecnicamente complexo demonstrar a resistência de todo o sistema elétrico para estes tipos de perigos.

O cumprimento dos requisitos de compatibilidade eletromagnética requer dispositivos sensíveis que podem ser equipados com cabos blindados (IAEA, 2002).

Na ausência de requisitos de confiabilidade para os sistemas de fornecimento de energia elétrica do CR-EBN para o SPN, devem-se estipular valores de ocorrência anuais. Os eventos a serem levados em consideração são aqueles que conduzem à perda de, pelo menos, uma linha de fornecimento de energia. Os requisitos podem ser expressos como a Frequência Anual de Ocorrência (FAO). Esses valores não devem ser excedidos e servirão para posterior análise e classificação de cenários acidentais que possam ocorrer oriundos da queda de energia da planta.

Para atender os requisitos de segurança nuclear acima mencionados, os principais projetos desenvolvidos para o fornecimento de energia elétrica, no caso de suporte pesado ao SPN atracado em um dos cais ou diques, devem contemplar:

1. Duas linhas independentes e separadas, cada uma alimentando a partir da rede exterior do CR-EBN e de um suprimento de emergência (grupos geradores a diesel);
2. Redes elétricas protegidas (instalações subterrâneas e instalações elétricas em construções específicas); e
3. Grupos de geradores móveis com cabos de conexão para o submarino, armazenado em um container com resistência sísmica e capaz de suportar uma onda de sobrepressão.

4.3.2. Garantia de Resfriamento

Em termos de segurança nuclear, há uma questão importante que deve ser levada em consideração para a análise de segurança das instalações em terra, que é a garantia de resfriamento seguro que as mesmas devem fornecer para as seguintes situações IAEA (2004):

- a) a dissipação do calor residual do combustível, quando o reator nuclear do SPN for

desligado em condição normal ou de acidente;

b) o resfriamento de alguns equipamentos do SPN que garantam o controle do reator nuclear; e

c) o resfriamento de motores diesel a bordo do SPN que constituam uma fonte de energia que possam ser usados.

Além dessas situações, o SPN possui outras necessidades de refrigeração que não estão envolvidas na segurança e não são impactadas por interrupções. O fornecimento de energia elétrica é necessário para operar as instalações de refrigeração em terra. Cabe ressaltar que as necessidades de resfriamento do SPN no mar são atendidas pelo próprio submarino, por meio do bombeamento e circulação da água do mar pelas tubulações de resfriamento dos trocadores de água do mar e água doce. Esses trocadores são usados para o resfriamento da rede de vapor e equipamentos. O motor diesel é refrigerado diretamente com a água do mar (SEGUNDO, 2015).

Para o SPN atracado e desde que as instalações de bordo (bombas e trocadores de calor) estejam disponíveis para satisfazer as necessidades de segurança nuclear para o mesmo, não há necessidade que as instalações de terra forneçam serviços de resfriamento de segurança. Esta suposição deve ser mantida para todos os cais.

Conseqüentemente, quando o SPN estiver atracado em um cais, o resfriamento poderá ser assegurado pelas instalações em terra nas seguintes hipóteses:

- Os motores diesel podem ser resfriados com água do mar fornecida por uma instalação em terra; e

- Outros dispositivos necessários para a segurança interna do SPN podem ser resfriados com água doce controlada ou usando água do mar fornecida por uma instalação em terra para os sistemas de água doce e para os trocadores de calor do SPN.

Segundo IAEA (2004), a questão da elevação de temperatura em caso de perda de refrigeração em condições normais ou de acidentes deve ser avaliada e expressa em termos de tempo de perda de refrigeração. Esses tempos devem respeitar as condições operacionais dos equipamentos de refrigeração e os perigos a que possam estar expostos, dos quais, podem citar-se:

- A perda de energia elétrica, pois envolve o tempo de ligação dos motores diesel e tempo de restauração das redes elétricas no sítio;

- Falha de algum elemento na instalação de apoio em terra, pois envolverá tempo de restabelecimento do sistema de resfriamento afetado;

- Perigos como incêndio, inundações, etc. Envolverá tempo para acionar os dispositivos

de emergência.

Portanto, aplicando os conceitos das normas internacionais (IAEA, 2004) para a segurança de plantas nucleares, os requisitos que podem ser aplicados aos equipamentos de resfriamento em terra são:

- Linhas independentes e disponíveis;
- Confiabilidade em caso de queda de energia de curta ou longa duração que afete apenas uma ou mais linhas de transmissão;
- Taxa de fluxo mínimo do refrigerante pelas tubulações para as necessidades de segurança; e
- Tempo máximo permitido para a interrupção do serviço.

Além dos perigos considerados para o fornecimento de energia elétrica, deve ser levada em conta também a obstrução dos locais de admissão de água do mar por corpos estranhos.

O nível de confiabilidade necessária para os sistemas de resfriamento das instalações de apoio em terra deve ser consistente com o nível de energia residual a ser considerado para o reator nuclear do SPN.

Para atender os requisitos de segurança nuclear acima mencionados, os projetos principais planejados para a garantia de resfriamento das instalações em caso de suporte pesado ao SPN são:

- a) Sistema de resfriamento por água do mar refrigerada que será usada nos diques e no elevador de navio; e
- b) Sistema de resfriamento por água doce refrigerada que será requisito apenas para os diques.

4.3.2.1. Sistema de Resfriamento por Água do Mar

O projeto deve prever duas linhas de abastecimento independentes e segregadas, até mesmo nas entradas de água do mar no SPN.

Tanques instalados podem fornecer, automaticamente ou quando acionados, a água do mar para resfriamento em caso de suporte pesado, quando houver perda de alimentação nominal, pelo tempo necessário até que outra linha possa entrar em funcionamento.

Outra preocupação deverá ser quanto ao retorno da água do mar para o dique, pois o dique deverá sempre manter a troca de água do mar de resfriamento quando o

SPN estiver no dique alagado, para garantir que a temperatura da água no seu interior seja capaz de manter o resfriamento do calor residual gerado pelo reator desligado MAIA (2015).

O projeto também deve satisfazer a necessidade de segurança nuclear para o abastecimento de água do mar, mesmo após a ocorrência de um perigo. Além disso, o seu fornecimento deve ser garantido por um grupo gerador a diesel dedicado somente ao sistema de resfriamento por água do mar.

4.3.2.2. Sistema de resfriamento por água doce

O projeto para o sistema resfriamento com água doce deve contemplar duas linhas de fornecimento independentes e segregadas. Deve satisfazer a necessidade de segurança após a ocorrência de um perigo.

Um grupo gerador deve ser capaz de manter o sistema em funcionamento em situações de emergência.

4.3.3. Injeção de segurança

Injeção de segurança é um sistema de proteção do reator para algumas condições de acidente. Nesses casos, pode ser feita a injeção de água ou líquido que absorve nêutrons, diretamente, dentro do núcleo do reator para cessar a reação em cadeia. O SPN no mar é, em princípio, capaz de executar essa função sem o auxílio das instalações de apoio em terra (MAIA, 2015).

Em algumas condições, quando o SPN estiver atracado nos cais ou em manutenção nos diques, em que os seus equipamentos que desempenhem essas funções estiverem indisponíveis por motivos de manutenção, pode ser necessário, dependendo do estado de funcionamento do reator nuclear e para assegurar o mesmo nível de segurança, a existência de um tanque com água desmineralizada para que seja garantida a sua injeção no núcleo do mesmo.

Os princípios para o projeto de injeção de segurança devem, especialmente, especificar volumes, condições operacionais, qualidade e condições para a recarga da água desmineralizada e nível de disponibilidade.

4.3.4. Ventilação do Compartimento do Reator

No caso em que a Unidade de Controle Radiológico e de Purificação da atmosfera do compartimento do reator estiverem indisponíveis por motivos de manutenção, pode ser necessário dispor de uma instalação de apoio em terra para executar esta função. Esta instalação é conectada a uma passagem no casco do SPN para aumentar a taxa de renovação do ar no interior do compartimento do reator.

O processo de purificação e controle do ar confinado é feito com sua filtração e controle do seu nível de radiação para ser liberado para a atmosfera (MAIA, 2015).

No caso de um controle positivo (pressão no interior do compartimento do reator), o requisito de segurança exige que o compartimento do reator seja fechado e a ventilação seja interrompida. Esta instalação pode ser móvel (*mobile workshop*).

4.3.5. Coleta de Efluentes Radioativos

O SPN gera efluentes radioativos oriundos do seu reator de potência que alcançam ou são suscetíveis de atingir um nível de radioatividade que requer um tratamento específico.

Os maiores volumes desses efluentes são gerados quando há mudança no estado de funcionamento do reator e quando o SPN estiver em operação submerso, onde estará suscetível a mudanças de direção, velocidade e potência.

Em termos de segurança, o risco que deve ser considerado ao projetar e fabricar as instalações de coleta de efluentes, é o seu armazenamento em terra.

4.4. Instalações Potencialmente Perigosas ou Capazes de Transmitir Riscos

4.4.1. Sistemas de ar de alta pressão

Um caso de falha interna ou após a ocorrência de um perigo, como a ruptura de tubulações ou um efeito míssil (fragmentos lançados) poderá ocorrer em um sistema de ar de alta pressão, que pode causar impacto para o SPN ou para as instalações de apoio em terra.

Baseado na norma IAEA (2004), para evitar esses perigos, algumas providências podem ser tomadas:

a) A estação de produção deve ficar tão distante dos submarinos e das instalações de

apoio em terra quanto possível, para que na eventualidade de uma explosão, a onda de sobrepressão não seja superior ao dimensionamento das instalações;

b) As tubulações enterradas ou em valas devem estar distantes ou protegidas de instalações auxiliares necessárias para as instalações de apoio; e

c) As tubulações de ar de alta pressão deverão ser, sistematicamente, purgadas após o uso e periodicamente inspecionadas.

4.4.2. Obras Civas dos Cais e Diques

As obras civis dos cais e diques devem possuir a resistência adequada, inclusive para caso de ocorrência de terremoto. Elas devem seguir requisitos de forma a:

a) assegurar que o SPN seja adequadamente sustentado pelos berços nos diques, conforme Figura 4.2;

b) garantir a resistência das paredes e da estanqueidade das portas sob o efeito da pressão hidrostática da água;

c) assegurar que as oficinas móveis sejam acessíveis de forma adequada em cada lado das docas;

d) assegurar que as instalações de apoio em terra sejam eficientes nos cais e diques, especialmente em operação de cargas (guindastes e pontes rolantes); e

e) garantir a integridade das vias internas (arruamentos) para o uso de equipamento móvel de emergência.



Figura 4.2 - Dique de HMNB Plymouth, Inglaterra

4.4.3. Berços nos Diques

Quando o SPN estiver em dique seco, deve ser sustentado pelos berços que garantirão que o mesmo não irá entrar em colapso em caso de um tremor de terra.

Esse projeto deve considerar os efeitos induzidos por terremoto em superfícies de contato (MAIA, 2015).

4.4.4. Gruas de Acesso ao Navio

As gruas são usadas para o acesso da tripulação do SPN, para o pessoal de manutenção e para o fornecimento de fluidos e energia elétrica para o SPN. Elas não devem perder sua funcionalidade em caso de um terremoto e não devem gerar tensões que não possam ser suportadas pelo cais ou dique em que estiver instalada.

O projeto das gruas deve possuir uma estrutura capaz de suportar todas as possíveis cargas envolvidas nas operações de manutenção do SPN. O mesmo projeto deve permitir a segregação dos fluidos e a distribuição de energia elétrica ao SPN, além de evitar falhas comuns. No caso de um perigo comum, proteções físicas que possam minimizar o risco devem ser implantadas. A Figura 4.3 exemplifica o posicionamento de gruas sobre um submarino em manutenção em dique seco.



Figura 4.3 - Grua de Acesso de um submarino inglês em processo de descomissionamento

4.4.5. Dispositivos Manuais Próximos ao SPN

Para o SPN atracado, uma queda de carga sobre o mesmo, em particular diretamente sobre o compartimento do reator é um risco potencial. A carga máxima que pode ser suportada pelo submarino nesses casos deve ser verificada. Instrumentos manuais que excederem esse valor devem ser permitidos apenas em condições que proíbam a elevação da carga acima do compartimento do reator.

4.4.6. Estações de Bombeamento do Dique

As estações de bombeamento dos diques têm a função de enchê-los ou esgotá-los, a fim de permitir a entrada e saída dos SPN. Se as estações de bombeamento dos diques deixarem de funcionar, pode haver entrada de água indesejada no seu interior. Depois de um certo período de tempo, essa água indesejada pode fazer com que o SPN flutue no interior do dique, cortar os auxiliares (fluidos e energia elétrica) fornecidos pelos equipamentos de apoio em terra e fazer com que a oficina móvel (*mobile workshop*) fique indisponível.

Se o submarino não flutuar, alguns compartimentos podem ser alagados, especialmente se escotilhas no casco estiverem abertas para manutenção, danificando equipamentos de segurança do SPN.

Outra possibilidade, se as estações de bombeamento deixarem de funcionar, será a queda do nível de água no dique abaixo do valor normal. Se isso acontecer, quando o submarino ainda não estiver conectado ao sistema de refrigeração em terra, pode ocorrer perda de refrigeração do reator nuclear.

A estação de bombeamento deve suportar variações do nível de água no dique, mesmo se ocorrer um perigo. Para evitar este perigo, a estação de bombeamento deve prover a qualquer momento o enchimento ou o esvaziamento do dique, mesmo na ausência de energia elétrica, além de compensar fugas e evitar inundações, conforme sua vazão, mesmo após a ocorrência de um perigo.

Para evitar este perigo, as seguintes regras devem ser observadas:

a) a estação de bombeamento não deve ser a principal fonte de vazamento de água do mar para o dique, pois em caso de queda de energia elétrica, por exemplo, haverá uma parada indesejada da entrada de água no dique. Pode ser prevista a entrada de água do mar para o dique por gravitação para evitar este perigo;

- b) a qualquer momento, deve ser possível parar o enchimento ou o esvaziamento do dique, mesmo na ausência de energia elétrica; e
- c) em um período de tempo correspondente à avaliação da taxa de vazão do dique, providenciar um equipamento de bombeamento para compensar as fugas e evitar sua inundação ou esvaziamento, mesmo depois da ocorrência de um perigo.

4.4.7. Porta do Dique

A porta do dique, mostrada na Figura 4.4, pode ser um ponto fraco em caso de um perigo e ser o ponto de um grande vazamento, comprometendo os perigos mencionados para as estações de bombeamento do dique. A porta deve resistir aos perigos, especialmente a terremotos e colisões.



Figura 4.4 - Imagem interna de um dique seco

4.4.8. Dispositivos de Transporte

Navios e submarinos são movidos para dentro e para fora do dique por dispositivos de transporte. Estes dispositivos serão capazes de resistir às tensões geradas

pelo navio e pela condição de vento. Esses dispositivos também devem considerar a amplitude das marés para evitar ou limitar as restrições de entrada e saída do dique.

4.4.9. Distribuição de Óleo Combustível

A base naval deve ser capaz de fornecer o óleo combustível para manter a disponibilidade de motores a diesel dos submarinos, inclusive, do SPN e dos grupos geradores diesel de emergência

A distribuição de óleo combustível para os submarinos deve ser feita a partir de um veículo tanque móvel levado para próximo do submarino e ligado a ele por uma mangueira. A localização do veículo deve ser marcada e o espaço suficientemente amplo para acomodar o volume do tanque em caso de uma falha.

Um dispositivo deve ser projetado para coletar águas oleosas e fluidos combustíveis durante a carga e descarga dos tanques dos submarinos. As águas oleosas devem ser coletadas e encaminhadas para uma estação de tratamento.

O posicionamento do veículo móvel deve estar em conformidade com as exigências de segurança contra incêndios e não deve ficar por cima de fossos ou valas.

4.5. Apoio às Instalações Nucleares em Terra

Geralmente, as instalações nucleares em terra (oficinas móveis) são projetadas para serem tão independentes quanto possível das instalações de apoio. As funções diretamente envolvidas nas questões de segurança podem ser o fornecimento de:

- a) energia elétrica;
- b) ar comprimido; e
- c) resfriamento.

4.5.1. Fornecimento de Energia Elétrica

Em caso de perda de energia elétrica, as instalações nucleares em terra devem ser equipadas com iluminação de emergência e dispositivos de vigilância por um período de tempo suficiente para permitir uma parada segura de todas as operações correntes.

Dentro da abordagem da defesa em profundidade, recomenda-se que a fonte de alimentação de instalações nucleares em terra seja a mesma que a do SPN: duas linhas

independentes e segregadas.

4.5.2. Ar Comprimido

Geralmente, o ar comprimido é usado para o controle de ventilação e produção de ar respirável. As instalações devem permitir uma parada segura de todas as operações correntes, no caso do fornecimento de ar externo ser perdido. Além disso, as oficinas são equipadas com seu próprio compressor de ar para permitir uma produção independente.

4.5.3. Resfriamento

Deve ser prevista a construção de uma ou mais piscinas no complexo radiológico para manter o resfriamento do combustível nuclear armazenado.

4.6. Oficinas Móveis (*Mobile Workshop*)

O principal objetivo das oficinas móveis, em termos de segurança nuclear, é manter o confinamento do compartimento do reator nuclear do SPN durante as operações de manutenção. Nessa ocasião, a escotilha do compartimento estará aberta. Por questão de segurança, esse tipo de manutenção só poderá ocorrer quando o SPN estiver no dique seco, conforme ilustração da Figura 4.5.

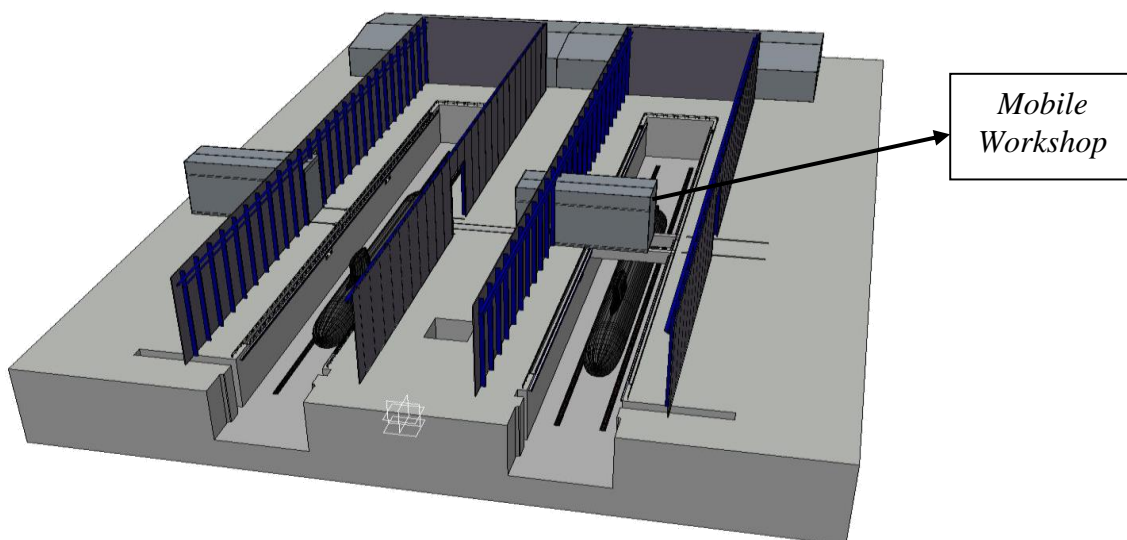


Figura 4.5 - Posicionamento do *Mobile* sobre o Compartimento do Reator do SPN

As oficinas móveis não devem apresentar qualquer risco para o compartimento

do reator ou componentes nucleares no interior do mesmo. Para isso, os dispositivos de elevação devem evitar os perigos de queda.

4.7. Sistemas de Apoio dos Cais e dos Diques

Este item tem o propósito de apresentar uma proposta para a descrição dos sistemas que apoiarão o SPN quando atracado nos cais e nos diques do CR-EBN, além das funções de segurança e operações envolvidas para cada um deles.

Os sistemas que apoiam o SPN no cais do CR-EBN serão, para efeitos deste trabalho, a(s):

- a) estrutura do cais;
- b) instalações de suporte nuclear ao SPN;
- c) instalações de suporte não nuclear ao SPN;
- d) instalações de suporte radiológico ao SPN;
- e) instalações de suporte à manutenção do SPN; e
- f) serviços da Base Naval (MAIA, 2015).

4.7.1. Estrutura do Cais

Para este trabalho, a estrutura do cais será considerada a modelada por ARAUJO (2013), conforme esquema da Figura 4.5, por não ter informações sobre a dos cais do CR-EBN.

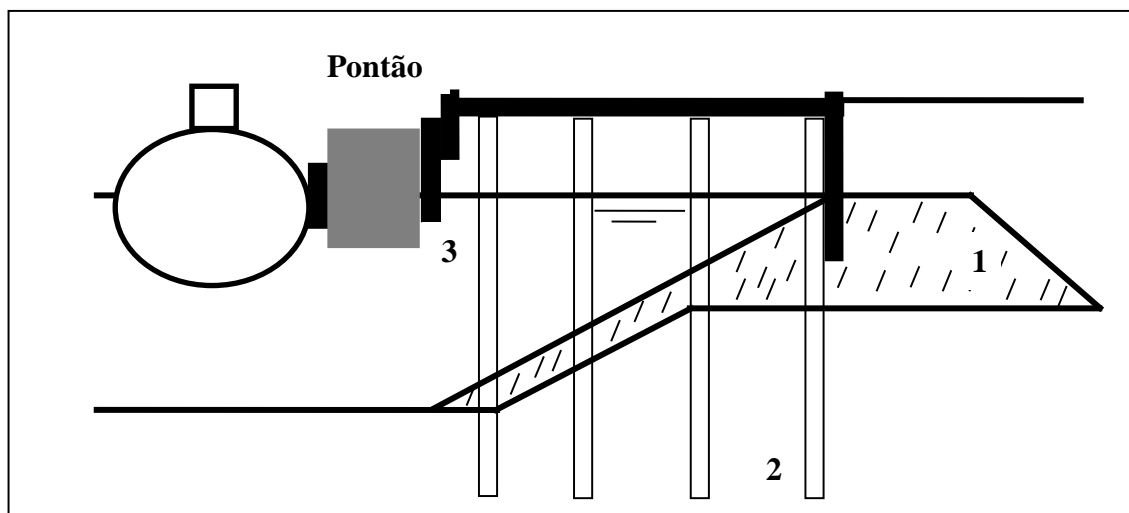


Figura 4.6 - Estrutura de Vista Transversal do Cais em Parâmetro Aberto. 1) Enrocamento; 2) Estaqueamento; e 3) Parede Lateral.

Os principais componentes da estrutura do cais de interesse neste estudo são o enrocamento, o estaqueamento e a parede lateral.

4.7.1.1. Enrocamento

O enrocamento é uma base de blocos de rocha natural ou artificial que se assenta no fundo das águas para sustentar uma construção e protegê-la contra o embate das águas (MICHAELLIS, 2015). O enrocamento não faz parte da estrutura do cais, mas é um item que pode interferir na função de segurança do SPN. Sua função é realizar a contenção do aterro hidráulico onde se assentará a base naval. É importante salientar que o enrocamento tem uma interface física com o estaqueamento.

4.7.1.2. Estaqueamento

O estaqueamento deverá suportar as cargas horizontais e transversais decorrentes das operações de navios (SPN) no cais e serve de apoio para as canaletas de facilidades e os blocos que estabelecem as áreas de trabalho no mesmo.

4.7.1.3. Parede Lateral

A parede lateral deverá suportar os esforços laterais, transferindo os mesmos para a estrutura do cais.

4.7.1.4. Outras Estruturas de Apoio no Cais

Os cais deverão possuir canaletas transversais que distribuam as facilidades para apoio ao SPN e canaletas longitudinais que distribuam as facilidades da canaletas transversais.

Os cais também deverão possuir cabeços, que são colunas de ferro de pequena altura que servem para dar volta às esprias (cabos com que se amarram navios), a fim de suportar esforços de atracação do SPN.

4.7.1.5. Funções da Estrutura do Cais

As funções da estrutura do cais podem ser divididas por aquelas que possuem influência na segurança nuclear e não nuclear. Este trabalho tem o objetivo apenas de apontar as funções que têm por objetivo:

a) suportar os esforços de atracação do SPN;

- b) suportar colisões do SPN;
- c) prover o encaminhamento das utilidades do cais para o SPN;
- d) manter-se íntegro sob efeitos de condições meteorológicas extremas; e
- e) prover espaço para todas as operações a serem realizadas no cais, de maneira segura.

4.7.1.6. Características dos Cais do Ponto de Vista da Segurança Nuclear

A integridade dos cais deve ser garantida, pois sua falha pode ter efeito sobre o SPN, como enclamá-lo, desatracá-lo inadvertidamente ou impedir o resfriamento.

Os cais devem possibilitar operações com inventário radiológico como a remoção de rejeitos líquidos do interior do SPN para transportá-lo até o local de armazenamento no CR (Unidade de Tratamento de Rejeito Líquido - UTRL) em local e condições específicas e determinadas.

4.8. Instalações de Suporte Nuclear ao SPN nos Cais e nos Diques do CR-EBN

As funções de segurança consideradas críticas são aquelas relacionadas à segurança nuclear. Estas funções, que serão chamadas de Funções Importantes para Segurança Nuclear (FIS) foram abordadas no item 2.4.2.

Entre as facilidades que atendem o SPN, as que desempenham função de segurança nuclear são, segundo MAIA (2015):

- a) sistema de água de resfriamento

Água desmineralizada a 20°C, usada no resfriamento de trocadores de calor envolvidos no resfriamento de componentes necessários para a remoção de calor residual;

- b) sistema de água gelada

Água desmineralizada a 8°C, usada no resfriamento de consoles do reator.

- c) sistema elétrico de emergência

Sistema elétrico de corrente contínua, que alimenta os equipamentos envolvidos na remoção de calor residual. O sistema elétrico de emergência precisa apresentar redundância, segregação e diversidade.

A permanência do SPN recebendo facilidades das instalações de apoio em terra quando estiver atracado no cais ou no dique destina-se a permitir a realização de manutenção. Nesta condição, o SPN receberá do CR-EBN as facilidades necessárias ao

atendimento das FIS, que deverá atender aos princípios de segurança nuclear, garantindo a redundância, segregação e independência dos sistemas.

4.9. Instalações de Suporte não Nuclear ao SPN nos Cais e Diques

As instalações de suporte não nuclear ao SPN no cais e nos diques são as facilidades que não desempenham função de segurança nuclear. As facilidades de suporte não nuclear ao SPN são apresentadas na Tabela 4.1.

Tabela 4.1 - Utilidades de suporte não nuclear ao SPN no cais e no dique

Facilidade	Função
Água Potável	Prover água para a tripulação do SPN
Água de Resfriamento	Resfriar os componentes do SPN
Água Gelada a 8°C	Refrigerar os ambientes do SPN
Água Desmineralizada	Completar os tanques de água desmineralizada do SPN
Água de Incêndio	Prover água para combate a incêndio no cais, no dique e no SPN
Esgoto (águas negras)	Remover o esgoto do SPN e transportá-lo para tratamento
Água Oleosa	Remover as águas oleosas do SPN e transportá-la para tratamento
Água Industrial (águas cinzentas)	Remover as águas industriais do SPN e transportá-la para tratamento
Energia Elétrica (CC)	Alimentar a carga HOTEL do SPN
Óleo Diesel/Lubrificante	Prover e remover óleo diesel/lubrificante do SPN
Comunicações	Estabelecer comunicação entre o SPN e o CR-EBN
Ar Comprimido de Alta	Fazer a carga das ampolas de ar do SPN

4.10. Instalações de Suporte Radiológico nos Cais e Diques do CR-EBN

Em virtude das facilidades e dispositivos para segurança nuclear, as operações de maior risco radiológico no CR-EBN devem ser realizadas nos diques com a utilização do *mobile workshop*, a fim de manter o ambiente do compartimento do reator confinado. Além disso, alguns cais podem ser reservados para a realização de operações com materiais que podem ter inventário radioativo, como a remoção de rejeitos líquidos.

As operações de risco radiológico são, conforme MAIA (2015):

- a) ventilação do compartimento do reator;
- b) estabelecimento de vácuo no compartimento do reator;
- c) remoção e transporte de gases radioativos provenientes da desgaseificação do circuito primário do reator;
- d) remoção e transporte de rejeitos líquidos provenientes do tanque de dreno do sistema de descarga de refrigerante do reator; e
- e) remoção e transporte de rejeito sólido (resinas do circuito primário do reator).

Cabe salientar que as instalações de apoio em terra devem operar em conjunto com uma instalação móvel, sendo que esta deve possuir espaço suficiente e apropriado para armazenamento de combustíveis usados, gerenciar as operações com rejeitos radioativos de baixo nível de radiação e de parte de rejeitos de alto nível de radiação (KRAMER, 1962).

Há, portanto, a necessidade de unidades móveis para o desempenho destas operações. Essas unidades devem ser transportadas por veículos de transporte para as Unidades de Tratamento de Rejeito (UTR) do CR-EBN. Estas unidades móveis podem ser, conforme definido pela MB:

- Unidade de Transporte de Rejeitos Líquidos (UTRL);
- Unidade de Transporte de Rejeitos Gasosos (UTRG);
- Unidade de Transporte de Rejeitos Sólidos (UTRS); e
- Unidade Móvel de Ventilação e Vácuo do Compartimento do Reator.

4.11. Instalações de Suporte à Manutenção do SPN nos Cais e Diques do CR-EBN

As facilidades que têm a função de apoiar a manutenção no cais e no dique que não são de apoio direto ao SPN podem ser estabelecidas conforme a Tabela 4.2.

Tabela 4.2 – Facilidades de Apoio à Manutenção no Cais e no Dique

Facilidade	Função
Água Industrial	Lavar o SPN, o cais e o dique
Ar Comprimido de Baixa	Alimentar ferramentas pneumáticas
Alimentação Elétrica (CA)	Alimentar pontos para utilização de ferramentas de manutenção
Manobra de Peso	Retirar e pôr itens a bordo do SPN para manutenção

4.12. Serviços da Base Naval

PADILHA (2012) descreve que na base naval será construído um hospital, um centro de descontaminação, um hotel, um centro de intendência (administração) da Marinha, uma rodoviária e outros serviços para oferecer toda a infraestrutura necessária para acomodar trabalhadores e visitantes, conforme ilustrado na Figura 4.7.



Figura 4.7 - Concepção Artística da Área da Base Naval de Itaguaí³

³ Disponível em: <http://www.defesanet.com.br/prosub/noticia/9900/Defesa-em-Debate--UFEM-e-o-PROSUB--desafios-e-conquistas-da-MB/>. Acesso em 10 dez. 2015.

Portanto, além de todas as facilidades descritas anteriormente, a Base Naval deve fornecer:

- a) serviço médico;
- b) serviço de proteção radiológica;
- c) serviço de segurança da Base Naval;
- d) serviço administrativo; e
- e) serviço de hospedagem.

CAPÍTULO 5

PRINCÍPIOS GERAIS USADOS PARA CARACTERIZAR PERIGOS EXTERNOS PARA AS INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA SPN

O objetivo deste capítulo é apresentar os princípios usados para caracterizar os perigos externos para as instalações de apoio em terra para os SPN, independentemente das potenciais consequências e soluções de mitigação.

Em geral, as metodologias descritas nas normas da IAEA devem ser aplicadas na ausência de qualquer base de regulamentação específica ou de informações em fontes abertas.

Os seguintes perigos externos serão abordados neste capítulo:

- a) Terremoto;
- b) Eventos meteorológicos extremos;
- c) Inundações;
- d) Relâmpagos;
- e) Incêndios;
- f) Ondas de sobrepressão;
- g) Queda de aeronaves;
- h) Colisões; e
- i) Deslizamentos de terra.

5.1. Terremoto

Segundo IAEA (2010), o risco de terremoto será caracterizado a partir dos estudos geológicos da região que definem, em vista dos acontecimentos passados, localização e tamanho de falhas, a base de projeto para terremotos em termos de magnitude e ponto focal (epicentro).

O estudo geológico irá determinar, de acordo com as características do local (natureza do terreno, topografia, etc), o espectro de frequência da base de projeto dos terremotos para as construções sujeitas a cálculos de verificação.

Os acelerogramas resultantes serão utilizados nos cálculos estáticos e dinâmicos realizados para verificar os comportamentos das construções e possíveis deslocamentos na faixa plástica. Finalmente, dois aspectos devem ser considerados:

- a) perigo de liquefação em áreas sedimentares; e
- b) comportamento de elevações (morros e colinas) próximas do local e possibilidade de deslizamentos de terra.

Conforme IAEA (2003), dois níveis de perigo de movimento do solo devem ser avaliados para cada planta situada em uma área sísmica. Ambos os níveis de perigo devem gerar um número de base de projeto para terremotos agrupados em duas séries: sísmica de nível 1 (SL-1) e sísmica de nível 2 (SL-2), de acordo com os níveis de probabilidade alvo definidos para o projeto da planta.

No projeto de plantas, o SL-2 está associado com a segurança mais rigorosa, enquanto o SL-1 corresponde a uma menor gravidade, níveis de terremotos mais prováveis, que normalmente, têm diferentes implicações de segurança. Em geral, o SL-1 é usado para combinações de eventos (quando, por razões relacionadas com probabilidades, outros eventos são combinados com um sismo de menor intensidade), inspeção pós-acidente e requisitos de licenciamento nacionais. Para baixos níveis de perigo sísmico, o SL-1 não é normalmente associado com os requisitos de segurança, mas é relacionado somente como requisitos operacionais.

Um banco de dados abrangente e integrado de informações geológicas, geofísicas, geotécnicas e sismológicas deve ser adquirido e incorporado de uma forma coerente para avaliar e resolver as questões relacionadas com todos os perigos associados com terremotos, IAEA (2010).

No caso do CR-EBN em Itaguaí, como os eventos sísmicos da região são de baixa frequência e magnitude, pode-se considerar o SL-1 para efeito de estudo para a análise de segurança.

5.2. Eventos Meteorológicos Extremos

Segundo IAEA (2003), os valores extremos das variáveis meteorológicas e dos fenômenos meteorológicos raros abaixo devem ser investigados para cada sítio de uma usina nuclear. Para este trabalho, essas investigações podem ser aplicadas os sítios que receberão as instalações de apoio em terra para SPN:

- a) regime de vento, precipitação, cobertura de neve, temperatura e nível da água do mar;
- b) tornados, ciclones tropicais e relâmpagos.

As características meteorológicas e climatológicas da região ao redor do sítio devem ser investigadas. O tamanho da região a ser investigada, o tipo de informação a

ser recolhida e o detalhe das investigações devem ser determinados em função da natureza e complexidade do ambiente meteorológico e geográfico da área em que o sítio está localizado.

Dados coletados rotineiramente em variáveis meteorológicas devem fornecer registros de longo prazo, para determinar valores extremos. As especificações para a instrumentação necessária e para a sua instalação são dadas em publicações da Organização Meteorológica Mundial. Para os fenômenos que ocorrem com frequência em um sítio, as estatísticas correspondentes devem ser determinadas a partir dos registros de observações sob condições padrão.

As diferenças de temperaturas observadas na região do CR-EBN são bastante baixas. As temperaturas mínimas e máximas são, respectivamente, 15°C e 35°C e não há histórico de geadas (UFRRJ, 1993). Esta região não está sujeita a padrões de ventos fortes ou eventos do tipo "ciclone". O vento máximo para levar em consideração para o projeto tem que ser determinado com referência à regulamentação brasileira e da classificação da região. O valor alvo retido será correlacionado com o histórico de ventos máximos registrados em um longo período.

O clima é classificado como tropical quente e úmido (verão chuvoso com inverno seco), com temperatura máxima média anual em fevereiro (25,7°C) e mínima média anual em julho (19,6°C).

O período de maior pluviosidade concentra-se entre dezembro e janeiro, podendo estender-se até março, enquanto o período seco estende-se de maio a setembro, sendo a pluviosidade média de 1500 mm/ano (ZEE, 1996).

5.3. Inundações

Inundações podem ser associadas a quaisquer eventos frequentes ou raros, de acordo com as definições previstas na norma IAEA (2003). Os procedimentos a serem usados para coleta de dados e métodos a serem usados para a avaliação do perigo dependerão, em grande medida, da natureza da inundação.

Para zonas costeiras (mar e lagos), o perigo de inundações está relacionado com o mais grave entre os seguintes tipos:

a) a inundação resultante da maré de tempestade máxima provável;

- b) a inundação resultante do tsunami máximo provável resultante de um terremoto, e também, de deslizamentos de terra (incluindo deslizamentos de terra sob o mar), vulcões submarinos e queda de gelo; e
- c) a inundação resultante de ventos e de efeitos de ondas, a serem considerados de forma independente ou em combinação com os mecanismos de inundação mencionados acima.

O sítio onde está localizado o CR-EBN não possui rede hidrográfica considerável e está protegido de inundação. A altura de onda é limitada ao efeito do vento sobre a baía de Sepetiba, que é de 1 metro, em média. As instalações do local deverão ter em conta a maré alta e amplitude de maré excepcional (variação de maior tempo de maré sob condições máximas teóricas: chuva, vento, pressão atmosférica), a altura das ondas e uma margem de segurança que corresponde à elevação do nível do mar devido ao aquecimento global.

5.4. Relâmpagos

IAEA (2003), embora seja impossível prever exatamente quando e onde o relâmpago cairá, as informações estatísticas recolhidas ao longo dos anos podem fornecer alguma indicação de áreas com a maior probabilidade de atividade de descargas elétricas, bem como as estações do ano e períodos do dia quando essa atividade é mais provável de ocorrer.

Dentro da abordagem determinística será assumida a queda de raio. As medidas de proteção serão postas em prática para evitar perigos diretos e indiretos, de acordo com as consequências reveladas pela análise de um raio.

5.5. Incêndios

Incêndios em usinas de energia nuclear devem ser mantidos ao mínimo, na medida do possível, pelo uso de materiais não combustíveis adequados ou materiais que retardem o fogo IAEA (2004). O número de fontes de ignição deve ser minimizado na sua concepção.

A concepção e a construção de cada sistema da planta deve, na medida do possível, garantir que uma falha não provoque um incêndio.

Sistemas de detecção e de combate a incêndios devem ser projetados para atuarem junto com outros sistemas necessários a serem definidos pela análise de risco

de incêndio. Esses sistemas devem ser projetados para fornecer um alarme oportuno em caso de incêndio, e ou para fornecer sua rápida extinção. Isso minimizará os efeitos adversos sobre os itens importantes para a segurança e para o pessoal.

O perigo de um incêndio externo de origem natural pode ser posto de lado no caso do CR-EBN porque não há vegetação nas imediações da base.

O perigo de um incêndio no exterior é possível em caso de um incêndio que comece nos edifícios próximos e se propague para uma instalação de apoio em terra. As instalações mais sensíveis são, geralmente, os depósitos de combustível para abastecer os veículos e conjuntos de geradores e oficinas de pintura. As distâncias mínimas devem ser observadas entre essas instalações e as instalações nucleares.

5.6. Ondas de Sobrepressão

As consequências de uma explosão podem ocorrer devido às ondas de pressão, projeção de fragmentos e impacto do corpo com obstáculos. Neste caso, é importante conhecer o valor máximo de sobrepressão.

Conforme LIBMANN (1996), a proteção contra explosões externas requer uma gama de possibilidades de explosões, sejam elas relacionadas com o transporte de materiais explosivos, tubulações e instalações de armazenagem desses materiais, juntamente com distâncias correspondentes e sobrepressões críveis. Os resultados podem, então, ser comparados com a resistência à sobrepressão estimada das construções ao redor. As possibilidades de reflexão de onda devem ser levadas em consideração também.

Segundo TWEEDDALE (2003), os critérios de segurança devem ser definidos em relação à frequência de explosões calculadas que tenham efeitos de onda de sobrepressão, com vistas a limitar o risco de danos às instalações adjacentes que servem de habitação, comerciais ou industriais.

No caso do CR-EBN, como é uma instalação militar, onde há a presença de armas que são passíveis de criar uma explosão pirotécnica, a distância ou topografia deve fornecer proteção contra a onda de sobrepressão, ou na análise de segurança, demonstrar que a frequência de ocorrência de tal evento está além da base de projeto. Perigos de explosão devido à presença de navios de abastecimento e sistemas de pirotecnia devem ser analisados.

Finalmente, os fluidos compressíveis pressurizados e, especialmente, os cilindros de gases industriais com pressão superior a 20 bar, devem ser considerados (IAEA, 2004).

5.7. Queda de Aeronaves

Conforme IAEA (2002), o potencial para quedas de aeronaves que possa afetar o sítio e suas instalações deve ser considerado nas primeiras fases do processo de avaliação do mesmo e avaliado, continuamente, ao longo de todo o tempo de vida da planta. Esse potencial resultará das contribuições para a probabilidade de ocorrência de uma queda de aeronave de um ou mais dos seguintes eventos:

- a) Tipo 1: uma queda que ocorra no local decorrente do tráfego aéreo geral na região. Para avaliar a probabilidade de ocorrência de tais quedas, o local deve ser considerado como uma área circular de 0,1 a 1 km²;
- b) Tipo 2: uma queda que ocorra no local, como resultado de uma decolagem ou pouso em um aeroporto nas proximidades. Como na região do CR-EBN não há aeroportos nas proximidades, este tipo de evento pode ser descartado para aeronaves de asa fixa. Porém, caso haja algum heliponto no local ou nas proximidades, a queda de aeronave de asa rotativa deve ser considerada para efeito de estudo; e
- c) Tipo 3: uma queda que ocorra no local, devido ao tráfego aéreo em corredores de tráfego civil principal e zonas de voo militares.

Em uma avaliação preliminar, deve-se considerar as fontes potenciais para acidentes com aeronaves na região dentro de distâncias definidas a partir do sítio. O valor da distância de triagem (*Screening distance value- SDV*), que é determinado pela premissa de que qualquer perigo potencial além da distância de triagem é menor, suficientemente, para ser ignorado, é desenvolvido a partir de uma análise determinística e probabilística de um espectro de perigos para aeronaves.

As informações a serem coletadas para avaliar o SDV deve levar em consideração a distância do aeroporto mais próximo ao sítio, os tipos e frequência de tráfego aéreo, as rotas de corredores de tráfego aéreo, os locais de cruzamentos de rotas aéreas, as distâncias do sítio a instalações militares, como aeroportos militares locais de prática e exercícios de tiro.

Limitações de tráfego aéreo próximo da região das instalações de apoio em terra e a realização de uma análise probabilística poderão minimizar o risco de queda de aeronave.

Os métodos usados para avaliar este risco podem ser baseados nas normas da IAEA (2002) e IAEA (2003).

5.8. Colisões

Segundo IAEA (2002), em caso de uma colisão de um navio com alguma estrutura das instalações de apoio em terra como cais, porta do dique, queda do SPN do elevador de navios, deve ser realizada uma análise para avaliar as consequências de tal impacto. Em tal análise, a simulação de deriva descontrolada de navios e embarcações de menor porte deve ser realizada, de acordo com a direção de ventos e das correntes marítimas dominantes.

Parâmetros importantes que devem ser analisados são a velocidade e a zona de impacto, a massa e a rigidez do SPN, as substâncias transportadas, os efeitos secundários potenciais, tais como vazamento de óleo e explosões.

O acesso ao CR-EBN deve ser sujeito a restrições. Os submarinos devem entrar no porto por meio de rebocadores (MAIA, 2015).

Obras civis, entradas de água do mar para refrigeração e portas dos diques devem ser protegidas ou dimensionadas para suportar o projeto básico de colisão, que corresponde a um erro de operação do navio. A colisão deve ser caracterizada pela energia cinética e geometria de impacto. Além disso, estudos de vulnerabilidade de ataques terroristas também devem ser realizados.

5.9. Deslizamentos de Terra

Deslizamento de terra é a ruptura do solo de uma encosta causada por algum perigo. O agente causador mais conhecido é a chuva. Mas também há outros, como terremotos, erupções vulcânicas e vibrações causadas por máquinas. Deslizamentos são fenômenos naturais e podem ocorrer mesmo que a área esteja com sua vegetação intacta.

Segundo IAEA (2002), a ação humana poderá induzir eventos que gerem efeitos de deslizamentos de terra.

O CR-EBN é cercado por morros cobertos por vegetação densa de mata atlântica. Deslizamentos podem ocorrer em caso de instabilidade do terreno.

O CR-EBN deve ser protegido contra deslizamentos de terra fazendo uma avaliação do risco por meio de estudos geológicos, realização de vigilância e emprego de soluções técnicas, tantas quanto forem aplicáveis, como a construção de sistemas de drenagem de águas pluviais e obras de proteção.

CAPÍTULO 6

DESCRIÇÃO DE OPERAÇÕES REALIZADAS EM UMA INSTALAÇÃO DE APOIO EM TERRA PARA SPN

O propósito do CR-EBN é o atendimento das necessidades do SPN quando esse se encontrar atracado nos cais e diques. Neste capítulo, serão descritas as operações realizadas nas instalações de apoio em terra, a partir da coleta de informações de oficiais especialistas e engenheiros da MB e de documentos de referência disponíveis.

Em função de dados não disponíveis e surgimento de novos dados, segundo o desenvolvimento do projeto, as operações descritas poderão ser revistas.

A descrição das operações realizadas em atendimento ao SPN compreenderá todas as atividades durante o seu ciclo de vida útil. As operações abordadas neste capítulo serão as que poderão ocorrer quando o SPN estiver presente no CR-EBN, recebendo apoio das instalações de terra. Elas compreenderão:

- a) o Ciclo Operativo do SPN em caso de manutenção;
- b) operações quando o SPN estiver entrando no CR-EBN;
- c) operações de atracação e desatracação do SPN de um cais;
- d) operação de passagem de utilidades de terra para o SPN;
- e) operações de manuseio e remoção de rejeitos radioativos;
- f) operações de ventilação do compartimento do reator;
- g) manutenções de sistemas de segurança nuclear;
- h) operações de remoção, colocação e movimentação de armamentos;
- i) operações de entrada e saída do SPN do dique;
- j) manutenções dos sistemas do SPN; e
- l) operação de troca de combustível.

Contudo, os fatores que afetarão todas as operações abordadas serão o estado em que o reator nuclear e o sistema de propulsão do SPN se encontrarem por ocasião de sua entrada no CR-EBN, quando estiver atracado no cais ou em dique ou estiver no elevador de navio (*shiplift*). Portanto, antes de descrever as operações nas instalações de apoio em terra, cabe uma breve descrição desses estados, já que a segurança nuclear está diretamente relacionada com a presença do SPN no CR-EBN.

6.1. Estados do Reator

Ao término de um período de missão no mar, que será considerado para este trabalho, de 90 dias, conforme GUIMARÃES (1999), o SPN reduzirá a potência nominal, a fim de chegar ao CR-EBN em potência ao nível de abastecimento da carga elétrica do mesmo.

Para efeito deste trabalho considerar-se-á que, quando o SPN estiver no CR-EBN, as condições do reator a seguir serão admitidas.

6.1.1. Desligado a Quente

A condição desligado a quente é a condição nominal do reator que será estabelecida nos cais do CR-EBN. Para a condição desligado a quente, pelo menos 1/3 da tripulação do SPN deve permanecer a bordo. Esta condição operacional será usada entre missões (90 dias), quando o SPN estiver atracado no cais do CR-EBN recebendo alimentação elétrica das instalações em terra (MAIA, 2015).

Poderá também acontecer no mar no caso de algum problema que impeça o retorno imediato do reator à potência. Nesta situação, as fontes de energia elétrica são as baterias principais e os grupos diesel-geradores. Porém, não fará parte do escopo deste trabalho, em virtude de não afetar diretamente a segurança em terra.

Em desligado a quente, o reator encontra-se na condição subcrítico. Na primeira fase de resfriamento normal do reator, é usado o gerador de vapor para resfriar o circuito primário, enquanto for possível a descarga do vapor diretamente para o condensador, usando o sistema de desvio de vapor. Quando este modo não for mais possível, o sistema secundário, que estava dissipando calor, pode ser desativado. O calor residual passa a ser removido pelo sistema de remoção do calor residual, que inicia sua operação quando o sistema de refrigeração do reator está com uma temperatura de 176 °C e uma pressão de 28 bar. Este estado termodinâmico permite o resfriamento do reator tanto pelo sistema de remoção de calor residual quanto pelo sistema de água de alimentação auxiliar dos geradores de vapor. Os geradores de vapor estão com uma pressão de 2 bar no lado secundário. Para permitir o controle de pressão pelo pressurizador, uma bomba de circulação em cada circuito é mantida em operação na velocidade mínima.

Em situação normal o calor de decaimento do reator é extraído pelo sistema de remoção de calor residual. Em caso de falha, o sistema de água de alimentação auxiliar dos geradores de vapor substitui o sistema de remoção de calor residual nesta função.

6.1.2. Em Potência Nominal para a Carga Elétrica

Esta condição acontecerá em casos que não possuam os requisitos definidos para a sua operação segura. Nesta condição, o SPN é autônomo, portanto, também não fará parte do escopo deste trabalho.

6.1.3. Em Prontidão a Quente

Esta condição acontecerá logo após o desligamento do reator. O sistema primário está quente e pressurizado. Nesta condição o reator deve ser levado para desligado a quente, com pressão e temperaturas mais baixas.

Este estado operacional deverá ser usado nas seguintes condições:

- a) um estado intermediário durante a partida do reator, desde a condição de desligado a quente até a operação normal em potência. Neste estado, o reator estará pronto para operar normalmente, após ter realizado os testes funcionais a quente;
- b) um estado intermediário durante o desligamento normal do reator, desde a operação normal em potência até a condição de desligado a quente. Neste caso, o secundário dos geradores de vapor é resfriado, enquanto o calor de decaimento decresce até o valor apropriado para que o sistema de remoção de calor residual promova sua extração; e
- c) um estado contingencial de espera pela decisão da tripulação após um desligamento incidental do reator pelo seu sistema de proteção, com possível disponibilidade do circuito secundário. Neste caso, o suprimento normal de energia elétrica é interrompido e o consumo de energia pelo submarino é reduzido a um mínimo.

Durante operação normal, este estado é usado por tempo limitado, restrito a poucas horas.

Na condição de prontidão a quente, após o desligamento do reator, este se encontra subcrítico e a temperatura média do sistema de refrigeração do reator é maior do que a temperatura que permitiria a entrada do sistema de remoção do calor residual. A pressão no secundário dos geradores de vapor é regulada pelo sistema de água de alimentação auxiliar. A temperatura média de referência do sistema de refrigeração do reator é de 269 °C e a pressão, de 131 bar. A pressão no secundário é de 60 bar. Para

permitir o controle de pressão por parte do pressurizador, uma bomba de circulação é mantida em operação em meia velocidade em cada um dos circuitos de refrigeração.

A faixa aceitável para a temperatura média do refrigerante na condição de prontidão quente varia de 176 °C a 270 °C, enquanto a pressão pode variar de 28 bar até 130 bar.

6.1.4. Desligado a frio

Esta condição acontecerá quando se necessitar fazer alguma manutenção nos sistemas auxiliares do reator do SPN, ou quando se preparar para entrar no dique e realizar manutenção no compartimento do reator. Nessa condição, o SPN deverá estar atracado com suprimento de energia elétrica e água para resfriamento proveniente do cais ou dique do CR-EBN.

Nesta condição, o reator está subcrítico e a temperatura média do circuito primário é de 60 °C, com a pressão 12 bar (pressão absoluta). Esta pressão é obtida pela injeção de nitrogênio no pressurizador. O secundário dos geradores de vapor é mantido isolado do ciclo secundário e preenchido com nitrogênio à pressão de, aproximadamente, 1,2 bar.

Para entrar na condição de desligado a frio, o calor de decaimento deve estar baixo o suficiente para que a remoção do calor residual do núcleo do reator seja realizada pelo sistema de purificação do primário. Em caso de falha o sistema de remoção do calor residual substitui o sistema de purificação do primário nesta função.

6.1.5. Aquecimento

Acontecerá quando o SPN for da condição desligado a frio para a condição desligado a quente. Para condição de aquecimento, toda a tripulação deve estar a bordo

O aquecimento do sistema nuclear de suprimento de vapor é separado em fases de baixa e de alta pressão.

6.1.6. Resfriamento

Acontecerá quando o SPN for para a condição desligado a frio. Para a condição de resfriamento, toda a tripulação deve estar a bordo.

6.1.7. Pós-incidental

São condições anormais ocorridas no mar. A possibilidade de atracação no cais nesta condição deve ser avaliada caso a caso, dependendo da degradação do SPN e dos recursos disponíveis do cais do CR-EBN. A princípio, por questões de segurança em estado pós-incidental o SPN deverá ir para o dique.

6.1.8. Pós-acidental

São condições acidentais críveis do reator e seus sistemas para seus estados admitidos no mar. São elas:

- a) perda de refrigerante;
- b) acidentes relacionados com a perda da capacidade de resfriamento; e
- c) acidentes de reatividade.

Para a condição pós-acidental, o SPN não deve atracar no cais, deverá ir direto para o dique.

6.1.9. Condição Incidental e Acidental no Cais

As condições incidentais e acidentais no cais serão avaliadas e tratadas durante o projeto do SPN, sendo relatadas no seu processo de licenciamento.

A princípio, por questões de segurança, em condição incidental e acidental, ocorrida no cais, o SPN deverá ir para o dique.

6.2. Estados da Planta Propulsora no Cais

O sistema de propulsão poderá se encontrar nos seguintes estados:

- a) parada longa;
- b) propulsão disponível;
- c) parada temporária;
- d) parada a quente; e
- e) condição degradada.

6.2.1. Parada Longa

Ocorrerá quando o SPN estiver realizando grandes manutenções (períodos em que o SPN sofrerá PMG) e o reator deverá estar na condição desligado a frio. O sistema da propulsão encontra-se desligado a frio, com os seus sistemas vazios.

6.2.2. Propulsão Disponível

Estado no qual a propulsão pode ficar operacional em um curto período de tempo. Os sistemas da propulsão estão cheios, os tanques estão em um nível nominal, as bombas estão desligadas e os sistemas de vapor e água de alimentação estão isolados. O reator poderá estar na condição desligado a frio ou a quente.

6.2.3. Parada Temporária

Estado no qual a propulsão poderá estar disponível em poucas horas. Os auxiliares do secundário devem estar em aquecimento.

6.2.4. Parada quente

Estado no qual a propulsão poderá estar disponível no intervalo de 1 a 2 horas. O resfriamento do condensador estará em operação, bem como o subsistema de extração do condensado em recirculação, isolado do primário. Os turbogeradores estarão girando.

6.2.5. Condição degradada

A especificação do sistema de propulsão estabelece uma série de condições degradadas para o sistema da propulsão. O reparo destas condições, se feito pelo EBN, poderá ser feito no cais do CR-EBN, dependendo do tipo de reparo.

A definição do estado do sistema de propulsão dependerá do estado de alerta do SPN e de sua necessidade e tipo de manutenção programada.

6.3. Ciclo Operativo do SPN

Durante o seu ciclo de vida, o SPN poderá encontrar-se em missão no mar ou em períodos de manutenção atracado no cais ou no dique. Para efeito do escopo deste trabalho, só serão considerados os períodos de manutenção, em virtude de serem os

períodos em que as instalações de apoio em terra poderão ser empregadas para prover o suporte necessário à questão da segurança nuclear.

Os períodos de manutenção que o SPN sofrerá no CR-EBN serão tratados com mais detalhes a partir de agora, pois serão importantes para a verificação das frequências de ocorrência de determinados eventos, o que é significativo para a postulação de cenários acidentais para as instalações de apoio em terra.

A experiência das marinhas estrangeiras indica que a vida operacional média (vida útil) dos submarinos nucleares varia entre 20 e 30 anos KOPTE (1997), conforme Tabela 6.1. No caso do primeiro SPN brasileiro será considerada uma vida operacional de 30 anos GUIMARÃES (1999).

Tabela 6.1 – Vida Operacional dos Primeiros Submarinos Nucleares por Nação

Nação	Submarino Nuclear	Vida Operacional
EUA	SSN Nautilus	26 anos
URSS	SSN Leninsky Komsomol	29 anos
Reino Unido	SSN Dreadnought	17 anos
França	SSBN Le Redoutable	20 anos
China	SSBN Han Long March	31 anos

Fonte: (MAIA, 2015)

6.3.1. Ciclo de Vida do SPN

BIRKLER et al (1994) apresentam uma possível rotina de manutenções para um submarino ao longo de sua vida operacional, ilustrado pela Figura 6.1, apresentando os períodos de manutenção, desde os testes iniciais para o início das operações do mesmo no mar, até o fim de sua vida útil e desativação, como apresentado abaixo:

a) PSA (*Post Shakedown Availability*) que é uma parada de manutenção realizada antes do SPN ir para o mar para a primeira missão. Esta manutenção tem o objetivo de forçar a coincidência de periodicidades de intervenção preventiva de alguns equipamentos, com o ciclo de manutenção estipulado, para o ciclo de vida do SPN. Isso acontece antes do comissionamento do SPN. Este período pode ser usado também para realizar a manutenção de sistemas ou modificações menores, se necessárias;

b) IMA (*Intermediate Maintenance Availability*) é a manutenção normal programada, que está prevista para durar, em média, quatro semanas. Esta manutenção é mais

dedicada a atividades de manutenções preventivas básicas (OLM de 1º escalão e ILM de 2º escalão), que são executadas após cada missão. Uma manutenção corretiva e até uma DLM também pode ser realizada nesta parada de manutenção. O submarino será considerado como indisponível durante esta parada. Nesta parada de manutenção do SPN está prevista atracação no cais e o estado do reator será desligado a quente. Em caso de situações anormais, o SPN pode ir para o dique;

c) SRA (*Selected Restrictive Availability*) é um período intermediário de manutenção, com duração mínima de 13 semanas ou de, pelo menos, 27 semanas em caso de SRA-L a ser dedicado a atividades de manutenção de níveis mais elevados (DLM de 3º escalão), do que o realizado em uma manutenção IMA. No SRA-L pode-se incluir a operação de reabastecimento de combustível nuclear. Nesta parada de manutenção do SPN, o estado do reator deve ser levado para desligado a frio e dependendo da manutenção desligado. Estas manutenções devem ser realizadas no dique;

d) ROH (*Regular Overhaul*) é um período de manutenção que tem previsão de durar, em média, 18 meses. Para esta rotina, o SPN deverá estar no dique em doca seca para MLM (de 4º escalão); e

e) SRP (*Submarine Revalidation Period*) é um período de manutenção realizado no final da vida útil do submarino, a fim de realizar uma inspeção detalhada e rigorosa da resistência do casco e equipamentos principais não removíveis, para analisar a possibilidade de extensão da vida do mesmo. Ele ocorre após o último ROH previsto e pode durar, em média, 15 semanas.

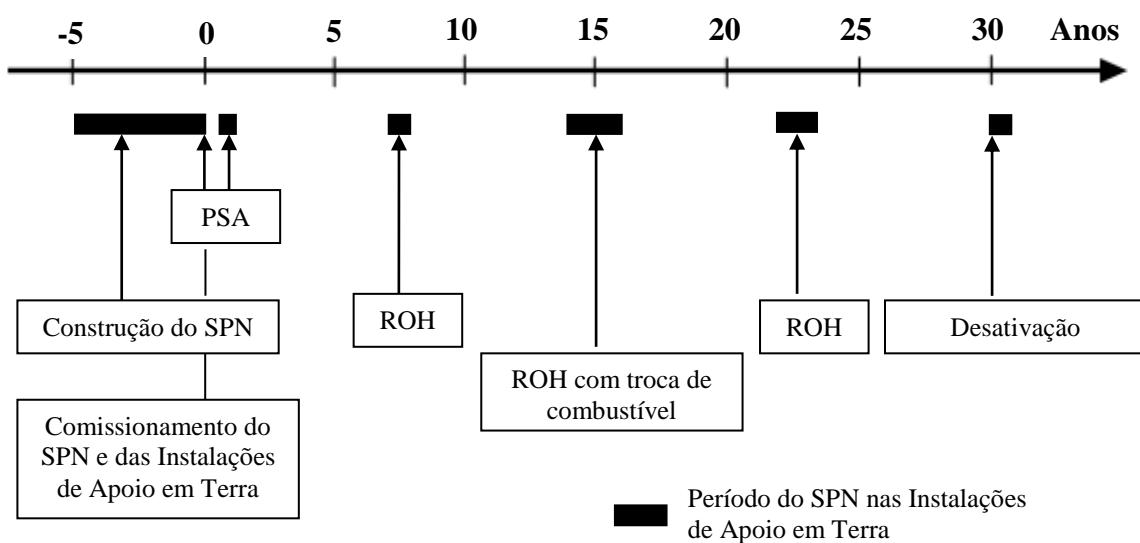


Figura 6.1 - Ilustração dos Períodos de Manutenção para um SPN (adaptação)

6.3.2. Ciclo de Manutenções do SPN

O Manual de Logística da Marinha, EMA-400 (2003), define manutenção como “o conjunto de atividades que são executadas visando a manter o material das forças e demais Organizações Militares (OM) da MB na melhor condição para emprego e, quando houver avarias, reconduzi-lo àquela condição”.

Na MB as atividades de manutenção são classificadas em quatro escalões. Essas atividades são classificadas, conforme os recursos disponíveis, a complexidade dos serviços a serem executados e a capacitação técnica do pessoal:

- a) no 1º Escalão as ações realizadas são as de alcance técnico e material do usuário, visando manter o equipamento em condições de funcionamento e de conservação;
- b) no 2º Escalão as ações são realizadas em organizações de manutenção que ultrapassam a capacidade dos meios orgânicos da OM responsável pelo material;
- c) no 3º Escalão as ações realizadas englobam as atividades que, em função do grau de complexidade, demandam recursos superiores aos escalões anteriores; e
- d) no 4º Escalão as ações não são executadas pelas OM da MB, em virtude do alto grau de complexidade e da ausência de recursos humanos disponíveis. Geralmente, são executados pelo fabricante ou fornecedor do material em instalações apropriadas.

No caso do SPN, seguindo essa definição, a manutenção pode ser dividida em de 1º escalão, quando executada pela tripulação do submarino, de 2º escalão, quando executada pelo CR-EBN, de 3º escalão quando executada pelo Estaleiro de Manutenção e de 4º escalão quando executada pelos fornecedores.

Durante o ciclo de manutenção do SPN, algumas atividades serão realizadas no cais e outras no dique seco. Para efeitos deste trabalho, será considerado que as manutenções de 1º e 2º escalões são realizadas no cais e as de 3º e 4º escalão no dique seco, em virtude das atividades realizadas relacionadas à segurança nuclear e estruturas de cada uma dessas instalações.

6.3.3. Períodos de Manutenção do SPN

GUIMARÃES (1999) aborda que durante o seu ciclo de vida, o SPN será submetido a alguns períodos de manutenção nas instalações de apoio em terra, como:

- a) Período de Manutenção de Rotina ou Atracado (PMR);
- b) Período de Docagem de Rotina (PDR);
- c) Período de Manutenção Geral (PMG);

- d) Período de Docagem Final (PDF); e
- e) Descomissionamento do SPN.

A Tabela 6.2 faz uma comparação de equivalência entre os ciclos de vida abordados no item 6.3.1 com esses períodos.

Tabela 6.2 – Equivalência entre os períodos de manutenção do SPN

Ciclo de Vida	Períodos de Manutenção
PSA	Antes do primeiro PMR
IMA	PMR
SRA	PDR
SRA-L	PDR com troca de combustível
ROH	PMG
SRP	Após o último PMG

Portanto, conforme a equivalência mostrada na tabela anterior, pode-se apresentar um esquema, conforme mostrado na Tabela 6.3, que engloba os períodos de manutenção contemplando sua duração e intervalo entre os períodos. Esse esquema poderá servir como sugestão, já que está baseado na política de manutenção de material da MB. Para este trabalho servirá para cálculo das frequências de ocorrência de eventos importantes para a postulação de possíveis cenários acidentais com o SPN sendo apoiado pelas instalações de apoio em terra.

Tabela 6.3 – Esquema de um Possível Ciclo de Manutenções do SPN

Período de Manutenção	Intervalo	Duração
PMR	12 semanas	4 semanas
PDR	24 meses	16 semanas
PDR com troca de combustível	4 anos	28 semanas
PMG	6 anos	18 meses

Da Tabela 6.3 pode-se então, estimar quantos tipos de períodos de manutenção o SPN sofrerá ao longo de sua vida operacional. Esse resultado será de fundamental relevância para se calcular as frequências de atividades, segundo cada operação

realizada, por período de manutenção, para possíveis postulação de cenários acidentais que afetem ou não a segurança nuclear das instalações de apoio em terra.

Utilizando os dados da Tabela 6.3 e considerando o período de 30 anos como o período de vida útil do SPN, a Tabela 6.4 mostra o número de vezes por períodos de manutenção que o SPN passará.

Tabela 6.4 – Número de Períodos de Manutenção do SPN ao Longo de Sua Vida Útil

Período de Manutenção	Quantidade
PMR	35
PDR	4
PDR com troca de combustível	4
PMG	3
PDF	1

6.3.4. Período de Manutenção de Rotina (PMR)

Período entre missões do SPN no mar em que o mesmo encontrar-se-á atracado no cais do CR-EBN. Durante um PMR ocorrem as manutenções de 1º e 2º escalão. Sua duração será entre 30 e 45 dias e o intervalo entre os períodos entre os PMR pode variar de acordo com o período da missão. Para efeito deste trabalho, esse intervalo será de 90 dias (MAIA, 2015).

Durante o PMR, o SPN permanece no cais para receber provisões, facilidades e efetuar pequenos reparos. As principais atividades realizadas poderão ser:

- a) retirada de esgoto sanitário;
- b) retirada de esgoto industrial;
- c) abastecimento de óleo combustível e óleo de lubrificação;
- d) fornecimento de água industrial para higiene e para o sistema de combate de incêndio;
- e) fornecimento de água potável e água gelada para a refrigeração de ambientes;
- f) fornecimento de gases industriais para manutenção, carga de ar comprimido de alta e de baixa pressão;
- g) retirada e colocação de torpedo e armamento do SPN; e
- h) manobras de peso.

Outra operação que poderá ocorrer no cais é a remoção de rejeito líquido do SPN, com posterior movimentação para a UTRL, no CR-EBN.

6.3.5. Período de Docagem de Rotina (PDR)

Durante o PDR serão executadas as manutenções programadas com o submarino dentro do dique, sendo sua principal atividade, a manutenção dos sistemas de segurança de imersão, ou seja, dos sistemas e componentes que podem gerar alagamento e afundamento do submarino. O intervalo entre os PDR varia entre 18 a 24 meses. A duração do PDR varia entre 4 a 6 meses.

Para o PDR, o SPN realizará as atividades de preparação para a atracação no dique, que envolvem, além das operações normais de um PMR, a operação de retirada de munição.

Durante um PDR, não haverá manutenção do compartimento do reator e o SPN poderá sofrer uma modernização, principalmente, na parte de eletrônica e sensores.

6.3.6. Período de Manutenção Geral (PMG)

Durante este período, é realizada a manutenção de 3º e 4º escalões em todos os sistemas do submarino, incluindo os sistemas relacionados ao reator do SPN. Durante o PMG, a troca de combustíveis poderá ser executada no dique. O intervalo entre os PMG será entre 5 e 8 anos e sua duração varia entre 18 e 24 meses.

Durante o PMG, ocorrem as mesmas operações no cais de um PDR. No dique podem ser realizadas as atividades programadas para um PDR, além da manutenção do compartimento do reator, remoção de rejeitos sólido e gasoso e a troca de combustível.

6.3.7. Período de Docagem Final (PDF)

Evento que marca a conclusão da vida útil do SPN com o seu descomissionamento e desmontagem.

6.3.8. Operações Adicionais

As grandes manutenções relacionadas ao compartimento do reator serão realizadas no prédio principal do CR e devem ser realizadas no dique. Estas manutenções compreendem a troca de combustíveis, inspeções e manutenção planejada

do reator, do sistema de suprimento de vapor, sistemas auxiliares do reator e sistemas de emergência.

6.4. Movimentação do SPN na Base Naval

O SPN, ao regressar de quaisquer missões no mar e estiver adentrando na Base Naval para realizar a operação de atracação em um dos cais ou estiver se movimentando do cais para o dique, deverá fazê-lo sem propulsão própria e com apoio de rebocadores a uma velocidade reduzida que deve ser estipulada pela MB para cada situação. Durante essas movimentações, os serviços das instalações de apoio em terra do CR-EBN deverão estar prontos para apoiar as necessidades do SPN para eventuais emergências.

As operações de atracação e desatracação no cais ou entrada e saída do dique dependem de algumas variáveis como o vento, a corrente marítima no instante da operação e o tipo de auxílio disponível. Estas operações devem ser abordadas no projeto de licenciamento do SPN (CNEN, 1984).

6.5. Passagem de Utilidades

A passagem de utilidades das instalações de apoio em terra, seja no cais ou no dique, será realizada por elementos flexíveis de engates rápidos. Essas utilidades, abordadas nos itens 4.9 e 4.11 deste trabalho, devem ficar disponíveis assim que o SPN terminar as operações de aproximação e atracação no cais e no dique.

As utilidades são providas pelas instalações de suporte nuclear e de suporte não nuclear do cais e dique e devem possuir, no projeto de construção, estruturas como valas e canaletas para a passagem dos cabos e mangueiras a fim de não obstruir a superfície dos mesmos. Os elementos flexíveis, com engates rápidos, devem possuir conexões em terra e nas interfaces do SPN.

6.6. Operações Durante as Manutenções do SPN

Conforme o item 6.3.2, quando o SPN estiver atracado no cais do CR-EBN, passará a realizar manutenções de 1º e 2º escalões. A primeira será realizada pela própria tripulação do SPN e a segunda, pela Base Naval (pessoal e instalações). Da mesma forma, as manutenções de 3º e 4º escalões serão realizadas no dique seco com apoio das instalações de terra e seus sistemas. Além das manutenções mencionadas, há

operações de risco radiológico e outras operações de manutenção que serão abordadas com mais detalhe a partir de então.

6.6.1. Manutenção dos Sistemas de Segurança Nuclear

6.6.1.1. Manutenção no Sistema elétrico do SPN

O sistema elétrico do SPN deve possuir diferentes tipos de manutenções e seguir algumas condições específicas:

- a) manutenções que degradem o nível de segurança nuclear, cujo nível é restabelecido pelas instalações de suporte nuclear do SPN no cais ou no dique serão permitidas em local apropriado;
- b) o nível de confiabilidade do sistema elétrico normal deverá ser compatível com o nível de confiabilidade do sistema elétrico do SPN e obedecerá às normas de segurança nuclear, permitindo manutenções sem degradação do nível de segurança (NRC, 1987);
- c) o conjunto sistema elétrico de emergência do SPN e do CR-EBN deverá ser projetado em conformidade com os critérios gerais de projeto e normas de projeto, obedecendo aos requisitos de redundância e diversidade; e
- d) será estabelecido um programa de vigilância do sistema elétrico, para atuação imediata e efetiva.

6.6.1.2. Cargas e Testes de Baterias

As cargas de baterias deverão ser executadas com o reator do SPN desligado a quente ou desligado a frio, não sendo permitida a carga durante a partida do reator. A bateria que estiver em processo de teste, em manutenção ou em processo de carga profunda por fonte externa, deve ser considerada indisponível para o submarino.

O planejamento de atividades no cais e no dique, que resultem em indisponibilidade de fonte elétrica do SPN, deve considerar o estado da planta nuclear e poderá requerer o uso de fonte externa capaz de substituir, com a mesma confiabilidade, as funções temporariamente perdidas.

6.6.1.3. Manutenção dos Geradores Diesel do SPN

Os geradores diesel do SPN poderão sofrer manutenção no cais e no dique, sendo que deverá ser contemplada uma fonte adicional de segurança nuclear suprida por um ou mais geradores de terra (Instalações de Suporte Nuclear ao SPN).

6.6.2. Abastecimento ou Retirada de Óleo Diesel do SPN

Operações de abastecimento do tanque de óleo diesel ou remoção do mesmo contaminado do SPN poderão, eventualmente, ocorrer após uma missão em que ele tenha sido usado. Esta operação será realizada com o emprego de um caminhão tanque.

Esta operação, por representar um perigo para as instalações de apoio em terra no cais e no dique do CR-EBN que possam estar desempenhando alguma função de segurança, tem relevância para a segurança nuclear. Devem-se avaliar os incêndios, conforme normas específicas (CNEN, 1999).

Algumas regras podem ser estabelecidas para a realização desta operação, em virtude da mesma oferecer perigo para as utilidades no cais, no dique e instalações próximas:

- a) não deve ser realizado o abastecimento de óleo diesel quando houver operações de remoção de rejeitos radioativos e ventilação do compartimento do reator;
- b) a operação deve ser feita com caminhão contra incêndio e brigada contra incêndio no local;
- c) devem ser previstos dispositivos anti-vazamentos;
- d) a área deve ser isolada para evitar acidentes com as mangueiras; e
- e) deve haver passagem dedicada para a operação (canaletas).

6.6.3. Manutenção no sistema de refrigeração do SPN

Poderão ocorrer diferentes tipos de manutenção no sistema de refrigeração do SPN e devem possuir algumas regras como:

- a) permissão de manutenções em sistemas de bordo sem função de segurança nuclear;
- b) manutenções que degradem o nível de segurança nuclear cujo nível seja restabelecido pelas instalações de suporte nuclear ao SPN no cais ou no dique serão permitidas em local apropriado;

- c) os níveis de confiabilidade dos sistemas de água desmineralizada de resfriamento e de água gelada (água desmineralizada a 8°C) do EBN devem ser compatíveis com os níveis de confiabilidade dos sistemas do SPN;
- d) os sistemas de resfriamento e de água gelada do CR-EBN devem obedecer aos requisitos de redundância e diversidade; e
- e) deve ser estabelecido um programa de vigilância dos sistemas de resfriamento e de água gelada do CR-EBN, para atuação imediata e efetiva.

6.6.4. Movimentação de Armamentos

A remoção de armas do SPN deverá ocorrer durante as fases que antecedem a sua entrada no dique, desde que as condições do reator assim o permitam. Portanto, é importante admitir que o submarino não poderá ser docado com armas a bordo. Conseqüentemente, essa operação deverá ser realizada no cais.

Deverá haver um local (paiol de munição) para estocagem temporária de curta duração das armas. Para períodos mais longos de parada, as armas poderão ser conduzidas para uma Organização Militar especializada em armazenamento de mísseis e torpedos que, no caso da MB, é o Centro de Mísseis e Armas Submarinas (CMASM).

6.6.5. Manobras de Peso

A MB deverá estipular a carga máxima que poderá ser manipulada no cais, no dique e no *shiplift*, bem como a altura máxima que a mesma deverá possuir a partir do chão quando em operação. As cargas decorrentes de queda de objetos e os critérios de aceitação das estruturas devem ser avaliadas no processo de licenciamento do CR-EBN.

6.6.6. Operação com Rejeitos Radioativos

As operações com rejeitos radioativos compreendem a remoção e o transporte de rejeitos líquidos, a desgaseificação do circuito primário com remoção e movimentação de rejeitos gasosos, remoção e movimentação de rejeitos sólidos, manutenção no sistema de ventilação do compartimento do reator e intervenção no compartimento do reator com manutenção de equipamentos (MAIA, 2015).

Por razões de segurança, apenas a operação de remoção e transporte de rejeito líquido poderá ocorrer nos cais do CR-EBN ou no dique. As outras operações devem ser

realizadas, obrigatoriamente, no dique, por possuir melhor infraestrutura para apoio ao SPN.

6.6.6.1. Operação de Remoção e Movimentação de Rejeitos Líquidos

Esta operação ocorrerá normalmente para esgotamento do tanque de drenos do sistema de descarga de refrigerante do circuito primário e do tanque de alívio do pressurizador. Como visto no item 6.1, o circuito primário do reator nuclear do SPN permanecerá no cais no estado prontidão a quente. Caso haja a necessidade de levá-lo para o estado desligado a quente, haverá uma contração volumétrica, que pode ser estimada entre 1 e 2 m³ do volume do refrigerante, sendo assim, repostos pelo sistema de injeção do refrigerante (MAIA, 2015).

Quando houver o reaquecimento, haverá uma expansão volumétrica equivalente que será descarregada no tanque de dreno do SPN. O líquido desse tanque deverá ser removido para o cais e transportado à unidade de tratamento de rejeito líquido.

Levando em consideração que a duração de cada missão do SPN no mar é de 90 dias, o cais e o dique deverão estar preparados para receber até 5 m³ (estimativa) de rejeito líquido. Esses dados puderam ser extraídos das informações contidas em GUIMARÃES (1999), que considerou a potência térmica do reator do SPN como sendo da ordem de 50 MW_{th} e o inventário de produtos radioativos proporcional a um reator nuclear de uma usina nucleoeletrônica como a central de Angra II, como sendo de um fator da ordem de 70 vezes menor.

O rejeito líquido removido deve ser transportado para a UTRL para ser segregado com base na natureza físico-química e características radioativas para remover os resíduos sólidos acumulados para, finalmente, ser armazenado e monitorado quanto à sua atividade.

6.6.6.2. Operação de Remoção e Movimentação de Rejeitos Gasosos

Esta operação deverá ser realizada no dique por um Sistema de Desgaseificação do Circuito Primário (SDCP) e pelo Sistema de Movimentação de Rejeitos Gasosos (SMRG). O SMRG receberá os gases que deverão ser enviados para o Sistema de Processamento de Rejeitos Gasosos do CR-EBN (SPRG) para tratamento e destinação final. Esta operação ocorrerá quando o reator do SPN for para a condição desligado a frio.

6.6.6.3. Operação de Remoção e Movimentação de Rejeitos Sólidos

Os rejeitos radioativos sólidos são gerados pelo reator nuclear e pelo circuito primário do SPN. Esses rejeitos incluem filtros, resinas de troca iônica e outros itens como ferramentas, vestimentas de proteção e materiais que estão associados à execução de atividades em áreas controladas (GUIMARÃES, 1999).

Esta operação só deverá ocorrer em instalações de apoio em terra devidamente equipadas (dique) para receber o conteúdo removido. Deve, também, atentar-se para os procedimentos de proteção radiológica específicos para evitar eventuais contaminações superficiais ou do ar.

Esta operação ocorrerá por arraste hidráulico no interior do SPN quando a resina do primário estiver saturada (MAIA, 2015). Deve haver um compartimento para a remoção da resina (CRR), que a própria tripulação do SPN usará para a operação.

Em função da movimentação de material radioativo, as normas CNEN (2014) e CNEN (1988) devem ser observadas. Esta operação deve ocorrer no dique.

6.6.6.4. Operação de Ventilação do Compartimento do Reator

Em caso de manutenção do Sistema de Ventilação do Compartimento do Reator (SVCR), ou necessidade de intervenção no compartimento do reator no CR-EBN, a filtragem do ar deve ser feita por uma unidade móvel. Essa unidade será responsável pela manutenção do vácuo no compartimento do reator em caso de manutenção do SVCR, bem como o estabelecimento de vácuo antes do SPN ir para uma missão no mar.

6.6.6.5. Operação de Troca de Combustível

A operação de troca de combustível do SPN, por questões de segurança, deverá ocorrer quando o mesmo estiver presente no dique seco cumprindo um PDR com troca de combustível ou um PMG. A Figura 6.2 ilustra uma operação de troca de combustível.

A operação de troca de combustível em bases navais na França ocorre como descrito por MAIA (2015):

O carregamento do núcleo será realizado no dique do EBN por meio de dispositivo móvel de troca de combustível (*Mobile*). Durante o carregamento do núcleo, todas as funções de segurança nuclear serão providas pelo CR-EBN. A operação de remoção do combustível é realizada no dique de Cherbourg por meio do dispositivo móvel de

troca de combustível (*Mobile*). Segundo a DGA, a remoção do combustível demora algumas semanas e toda a etapa de preparação dura cerca de quatro meses. A etapa de preparação consiste principalmente na retirada dos elementos combustíveis irradiados (descarregamento do núcleo do reator), seu transporte até a piscina de Homet (localizada no setor norte de Cherbourg) e seu armazenamento temporário até a entrega para a Secretaria de Energia Atômica (CEA). Após sua remoção, é armazenado inicialmente na piscina de Homet para arrefecimento por um período de 5 a 20 anos; Em seguida, é encapsulado em contêineres e transferido para uma instalação de armazenamento a seco (*dry storage*), depósito intermediário.

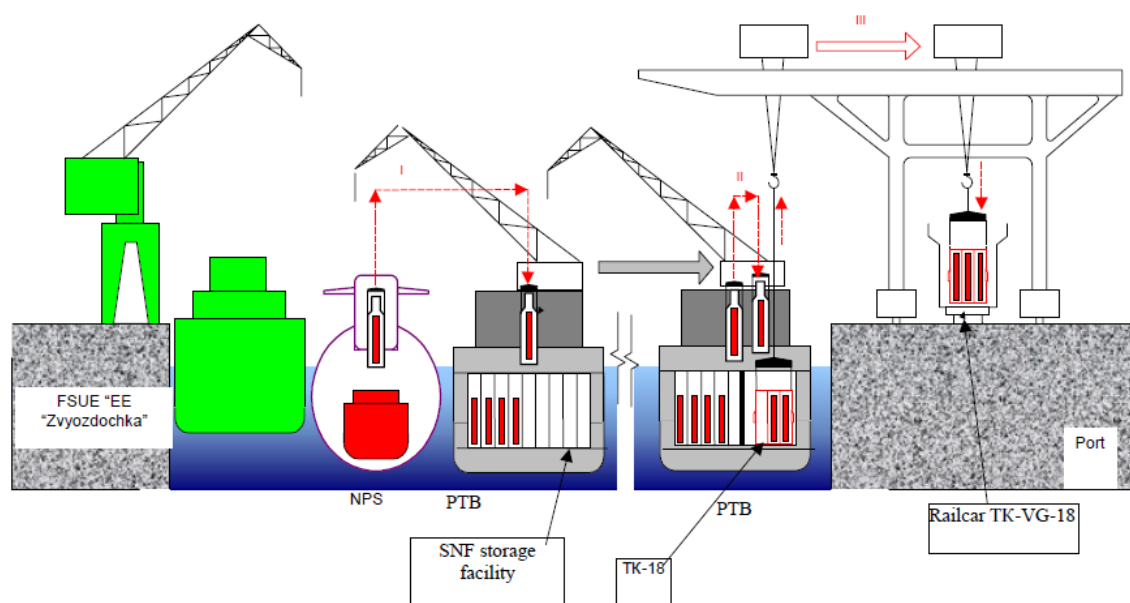


Figura 6.2 - Operação de Troca de Combustível de um SPN russo N.Y. Kalistratov

6.7. Níveis de Potência do Reator do SPN Admitidas

Quando o SPN estiver no cais poderão ser admitidos dois tipos de paradas:

- a) parada normal, quando o SPN em ciclo normal de operação, atracando e executando os procedimentos para levar o reator para a condição de desligado a quente; e
- b) parada rápida, quando o SPN fica um ou dois dias no cais para recebimento de provisões e troca de tripulação e retorna ao mar. Esta é uma operação eventual e, neste caso, o reator permanecerá ligado, com a potência correspondente à carga elétrica de porto (necessária às suas necessidades quando atracado), ou com carga elétrica fornecida pelo cais do CR-EBN.

O SPN poderá chegar ao cais com nível de potência de abastecimento da carga elétrica de porto. Após a atracação e passagem de energia elétrica do cais do CR-EBN,

o reator deverá ir para a condição de desligado a quente. A condição nominal do SPN no cais será desligado a quente com a propulsão em condição parada a quente. Esta condição operacional será utilizada entre missões, quando o submarino estiver atracado no cais podendo receber alimentação elétrica das instalações do cais. Nesta situação as fontes de energia elétrica serão as baterias principais e os motores diesel geradores. No dique o estado do reator será desligado a frio (MAIA, 2015).

Em situação normal, o SPN chegará ao estaleiro após, no mínimo, 3 dias em baixa potência (em torno de 40% da potência nominal) e o reator nuclear permanecerá em 10% de potência durante uma hora para esperar a redução do calor residual antes do desligamento. Em condições normais, o reator somente será conduzido para desligado frio após permanecer 18 a 20 dias em desligado quente (procedimento para entrada no dique).

A MB deve calcular as possíveis cargas térmicas para as diferentes condições de operações do SPN no CR-EBN. Essas cargas térmicas são importantes para se calcular os efeitos de um possível cenário acidental com o SPN realizando alguma operação no cais ou no dique do CR-EBN. O inventário de termo fonte de rejeitos radioativos e de produtos de fissão serão influenciados por essas cargas. A Tabela 6.5 sugere a realização desses cálculos para as condições.

Tabela 6.5 – Cargas Térmicas para as Condições de Operação do SPN no CR-EBN
[adaptado de GUIMARÃES (1999)]

Local do SPN	Condição de Operação
Cais	Reator com potência mínima (de 20 a 25%)
	Prontidão Quente
	Desligado a Quente
	Desligado a Frio
Dique	Operação de Entrada
	Desligado a Quente
	Desligado a Frio

CAPÍTULO 7

ESTUDO DE CASO LEVANDO EM CONSIDERAÇÃO AS DIRETRIZES OPERACIONAIS DAS INSTALAÇÕES DE APOIO EM TERRA PARA O SPN

O objetivo deste capítulo é apresentar a análise de segurança de uma das operações que o SPN realizará nas instalações de apoio em terra descritas no capítulo anterior, tomando por base os sistemas e perigos também já descritos, usando a técnica da APP, por se tratar de uma instalação nova.

O intuito é demonstrar que este exemplo poderá servir de parâmetro para realização de outras operações abordadas neste trabalho e mesmo outras que, por ventura sejam relevantes e não foram abordadas.

A operação escolhida para o estudo de caso será a de Remoção e Transporte de Rejeitos Radioativos Líquidos quando o SPN estiver no cais do CR-EBN. Esta operação foi escolhida por se ter mais informações sobre a mesma.

7.1. Características Gerais do SPN

Os dados que serão apresentados neste item foram extraídos de GUIMARÃES (1999) e são apresentados porque influenciarão, diretamente, na atividade radioativa total do rejeito líquido produzido pelo SPN.

O reator que será usado no SPN é do tipo PWR, que fornecerá potência térmica na faixa de 50 MWt e será abastecido por elementos combustíveis cerâmicos constituídos de pastilhas de baixo enriquecimento de U-235 (abaixo de 20% da massa total de urânio), revestidos por aço inoxidável ou liga de zircônio. O formato poderá ser do tipo vareta ou tipo placa. O refrigerante usado para remoção de calor do núcleo é do tipo água leve.

TALARICO (2015) cita que “observando-se os valores de potência do reator, constata-se que o valor da potência do reator nuclear a bordo do submarino é cerca de 2,5% do valor da potência do reator PWR instalado em Angra 2 (3771MWt).”

A propulsão nuclear deverá funcionar com um circuito primário operando na faixa de pressão entre 120 a 160 bar e temperatura entre 250 a 300 °C. O circuito secundário funcionará em um ciclo Rankine.

O refrigerante desse circuito, na fase líquida, entra no GV, absorve calor e sofre vaporização, tornando-se vapor saturado que transferirá sua energia para as turbinas que

estarão acopladas a geradores elétricos ou diretamente ao eixo propulsor do navio (pela engrenagem redutora). Os condensadores das turbinas são refrigerados por água do mar, em um ciclo aberto.

As instalações de apoio em terra deveriam possuir, não somente espaço para armazenamento de combustíveis usados, mas também estarem capacitadas a executar o gerenciamento de rejeitos radioativos de baixo nível de radiação e de parte do processo de gerenciamento de rejeitos de alto nível de radiação (TALARICO, 2015).

A classificação de níveis do rejeito líquido influenciará a severidade de um cenário acidental, em virtude de sua atividade e dos limites de dose estabelecidos pela norma CNEN (2006). A Tabela 7.1 mostra os limites de doses estabelecidos pela norma e a Tabela 7.2 a classificação dos níveis de rejeitos líquidos extraídos da norma CNEN (1985).

Tabela 7.1 – Limite de Doses Anuais

Limites Anuais de Dose			
Grandeza	Órgão	Indivíduo Ocupacionalmente Exposto	Indivíduo do Público
Dose Efetiva	Corpo Inteiro	20 mSv	1 mSv
Dose Equivalente	Cristalino	150 mSv	15 mSv
	Pele	500 mSv	
	Mãos e Pés	50 mSv	
	Mãos e Pés	500 mSv	---

Tabela 7.2 – Classificação de Rejeitos Líquidos

Categoria	Concentração (c)	
	Bq/m³	Ci/m³
Baixo Nível de Radiação	$c \leq 37 \text{ GBq}$	$c \leq 1$
Médio Nível de Radiação	$37 \text{ GBq} < c \leq 37 \text{ TBq}$	$1 < c \leq 10^3$
Alto Nível de Radiação	$c > 37 \text{ TBq}$ $c > 10^3$	

ALVES et al (2013) realizaram uma análise de segurança para a transferência de rejeitos líquidos das usinas de Angra 1 para Angra 2 por contêiner-tanque. Neste estudo foi mostrado que a atividade do rejeito líquido no interior desse contêiner, após o

esgotamento do mesmo dos tanques de drenos do reator nuclear, era igual a 0,137 TBq/m³. Portanto, conforme CNEN (1985), este rejeito é classificado como sendo de médio nível de radiação.

Para o caso do SPN, apesar de operar com, cerca de 2,5% da potência de um reator nuclear como o de Angra 2, espera-se que os transientes pelas necessidades frequentes de mudança de regime operacional de seu reator, produzam efeitos de forma a gerar material radioativo de médio nível de radiação durante o período de missão de 90 dias.

7.2. Descrição da Operação

Para efeitos deste trabalho, considerar-se-á que a operação de remoção de rejeitos líquidos do tanque de drenos do circuito primário do reator e do tanque de alívio do pressurizador do SPN poderá ser realizada de duas formas distintas que serão assim identificadas:

- a) remoção por mangueira; e
- b) remoção por ampolas a vácuo.

A realização da APP como técnica de identificação de perigos para uma mesma operação utilizando-se duas formas distintas de ser realizada poderá servir como um parâmetro comparativo entre os cenários acidentais postulados, de forma a prover informações de qual método de operação será mais seguro ou identificar quais cenários de ambos os métodos deverão ser analisados mais detalhadamente em uma análise quantitativa (APS).

7.3. Remoção por Mangueira

Esta operação será realizada através de bombeamento pela bomba do sistema de descarga de refrigerante do SPN. Para essa operação deverão ser usados equipamentos constantes da Tabela 7.3, que serão conectados às tomadas do tanque de dreno do circuito primário e no Vaso de Remoção de Rejeitos Líquidos (VRRL) e ligados por uma mangueira com características específicas por onde o rejeito líquido fluirá. Por esses equipamentos poderão ocorrer vazamentos do líquido, em virtude de falha ou rompimento dos mesmos. Os sistemas a cargo desta operação são do CR-EBN e serão realizadas pela Unidade de Transporte de Rejeitos líquidos, composta de:

- a) Vaso de Remoção de Rejeitos Líquidos (VRRL), que tem a função de armazenar os rejeitos durante o transporte; e
- b) Veículo de Transporte (VT) que transportará o rejeito esgotado para a Unidade de Tratamento de Rejeito Líquido (UTRL). O VT deverá possuir capacidade de carga superior ao peso do VRRL.

As mangueiras, flanges e válvulas de engate de conexão do tanque de drenos com o VRRL devem ser licenciadas.

Tabela 7.3 – Equipamentos Usados na Operação de Remoção de Rejeitos Líquidos com suas respectivas taxas de falhas, MANNAN (2005)

Equipamento	Taxa de Falha λ
Válvulas solenoides e esferas	1E-08/h
Flange	3E-07/h
Gaxeta	3E-06/h
Mangueira	1,14E-07/h

Para esta operação haverá a necessidade do pessoal das instalações de apoio em terra preparar e montar todos os dispositivos no cais do CR-EBN. Após essa montagem, a conexão com as tomadas do SPN e do VRRL devem ser efetuadas para que o rejeito líquido seja transferido para o VRRL. Após a transferência de todo o volume do rejeito, o VT deverá transportá-lo até a UTRL, onde será realizada a transferência do conteúdo para os tanques de armazenamento.

7.4. Remoção por Ampolas à Vácuo

A COGESN está estudando a possibilidade de se efetuar o esgotamento do rejeito líquido dos tanques de drenos do primário e de alívio do pressurizador de uma forma inovadora usando ampolas a vácuo que consiga armazenar, pelo menos, 50 litros do líquido radioativo.

Esta operação, em sua concepção, poderá minimizar os perigos de vazamento do rejeito líquido durante sua remoção e transporte para a UTRL. Ela seria realizada através de conexões de engate rápido e, por diferença de pressão, o líquido contido nos tanques seria transferido para as ampolas. Essas ampolas seriam lacradas como um misturador BIN que é um equipamento usado em extração líquido-líquido como

mostrado na Figura 7.1. No entanto, o projeto da ampola deverá ser desenvolvido pela MB.

A operação, em si, constará da necessidade do pessoal das instalações de apoio em terra preparar e montar todos os dispositivos no cais do CR-EBN. A operação de remoção do rejeito líquido iniciará com a entrada das ampolas por uma passagem diferente da de saída. A passagem de entrada das ampolas no SPN poderá ser feita a mão e a saída por equipamento de elevação de carga no cais. As ampolas vazias serão conectadas aos tanques de drenos por válvulas de engate rápido, quando, por diferença de pressão, será enchida. Após cheia, será suspensa por dispositivo de elevação do cais e colocada sobre o VT. Essa operação se dará para todas as ampolas até o esgotamento dos tanques de drenos do primário e de alívio do pressurizador. Então, serão transportadas para a UTRL.



Figura 7.1 - Misturador BIN

Os equipamentos usados para esta operação serão os mesmos que serão usados para a remoção do rejeito líquido por mangueira. Portanto, as taxas de falhas que auxiliarão para se calcular as frequências dos cenários acidentais serão as mesmas da Tabela 7.3.

7.5. Transporte do Rejeito Líquido à UTRL

Considerar-se-á que o transporte de rejeito líquido do cais do CR-EBN para a UTRL será realizado por um VT que tenha plena condição de transportar o VRRL ou as ampolas carregadas em segurança.

A Figura 7.2 sugere uma possível rota de transporte do rejeito líquido do cais à UTRJ.



Figura 7.2 - Rota de Transporte do Rejeito Líquido do cais para a UTRL do CR-EBN

7.6. Realização da APP

A APP deve focalizar todos os eventos perigosos cujas falhas tenham origem na instalação em análise, contemplando tanto as falhas intrínsecas de equipamentos, de instrumentos e de materiais, bem como erros humanos. Na APP devem ser identificados os perigos, as causas, os efeitos (consequências) e as categorias de severidade correspondentes, além das recomendações pertinentes aos perigos identificados, devendo os resultados ser apresentados em uma planilha padronizada constante dos Apêndices A e B.

É comum surgirem perguntas após o término da APP, ou seja, quando a planilha estiver completamente preenchida. Exemplos destas perguntas são:

- a) Quais são os cenários mais críticos?
- b) Quais são as recomendações mais importantes?

c) Que recomendações representam um maior ganho?

Para este trabalho os cenários acidentais postulados serão aqueles associados a perigos de vazamento do rejeito líquido durante a operação de sua remoção e transporte.

O cálculo das frequências dos cenários acidentais postulados serão apresentados no Apêndice C.

A classificação das categorias de severidade para cada cenário acidental postulado foi arbitrado pela estimativa de quantidade de líquido radioativo vazado, seguindo o critério mostrado na Tabela 7.4.

Tabela 7.4 – Classificação das Categorias de Severidade para a Estimativa de Quantidade de Líquido Radioativo Vazado.

Tipos de Cenários	Severidade
Cenários com pequeno vazamento (até 10%)	Baixa
Cenários com grande vazamento sem vazamento de todo o conteúdo (até 50%)	Moderada
Cenários com grande vazamento com mais de 50% vazamento de todo o conteúdo	Crítica
Cenários com grande vazamento com vazamento de todo o conteúdo	Catastrófica

7.7. Resultados da APP

A apresentação dos resultados da APP será realizada mostrando as matrizes de riscos das diferentes maneiras de operação da remoção de rejeitos radioativos líquido. Para se chegar aos resultados mostrados a seguir, foram usadas as Tabelas 2.4, 2.5 e 2.7. Ao término deste capítulo, pretende-se responder às perguntas do item 7.6, além de comparar, quanto ao risco, as duas formas de operação em questão.

7.7.1. Resultados da APP para a Operação Realizada por Mangueira

Os cenários acidentais postulados para este tipo de operação foram identificados como Mi , onde M significa o tipo de operação (com mangueira) e i , o número de cada cenário ($i = 1,2,3,\dots$).

Ao todo foram postulados 26 cenários acidentais para este tipo de operação, sendo que 14 deles foram enquadrados como perigo de pequeno vazamento e 12 de grande vazamento, seja pela mangueira e outros equipamentos (válvulas, flanges, etc), no cais, no trajeto até a UTRL ou na própria UTRL. A Figura 7.3 retrata os resultados da APP para esta operação.

SEVERIDADE

		Baixa	Moderada	Crítica	Catastrófica
FREQUÊNCIA	Ocasional				
	Provável				
	Pouco Provável	M-8			
	Praticamente Improvável	M-(2, 3, 9, 13)	M-(15, 17, 18, 21)		
	Improvável	M-(1, 4, 5, 6, 7, 10, 11, 12, 14)	M-(16, 19 , 20, 22, 23)	M-(24, 25, 26)	

Figura 7.3 - Matriz de Risco para a Operação de Remoção de Rejeito Líquido por Mangueira

Da matriz de risco acima, depreende-se que, dos 26 cenários acidentais, apenas 4 (15%) possuem risco marginal e os restantes (85%), insignificantes. Desses cenários, os mais críticos, que merecem a realização de uma análise mais detalhada de segurança, como uma APS, estão relacionados com falhas de equipamentos envolvidos na operação, fragmentos que possam servir de mísseis oriundos de explosão próximo ao local da operação e falha humana por falta de treinamento, negligência ou imprudência.

As sugestões para mitigar ou evitar a ocorrência desses cenários estão descritos na coluna 8 da APP:

- a) manter o controle de inspeções, manutenções e condições de armazenamento dos equipamentos, do VT e do VRRL;
- b) evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido; e

c) criar procedimentos escritos para minimizar erros humanos.

7.7.2. Resultados da APP para a Operação Realizada por Ampola

O cenários acidentais postulados para este tipo de operação foi identificado como A_i , onde A significa o tipo de operação (com ampola) e i , o número de cada cenário ($i = 1,2,3,\dots$).

Ao todo foram postulados 17 cenários acidentais para este tipo de operação, sendo que 9 deles foram enquadrados como perigo de pequeno vazamento e 8 de grande vazamento, que poderá ocorrer pela ruptura da integridade do corpo das ampolas por quedas ou por serem atingidas por fragmentos e por válvulas de conexão. Os cenários poderão ocorrer no cais, no trajeto até a UTRL ou na própria UTRL. A Figura 7.4 retrata os resultados da APP para esta operação.

		SEVERIDADE			
		Baixa	Moderada	Crítica	Catastrófica
FREQUÊNCIA	Ocasional				
	Provável				
	Pouco Provável	A-(7, 8)			
	Praticamente Improvável	A-(2, 3, 6, 9)	A-10		
	Improvável	A-(1, 4, 5)	A-(11, 12, 14, 17)	A-(13, 15, 16)	

Figura 7.4 - Matriz de Risco para a Operação de Remoção de Rejeito Líquido por Ampola

Da matriz de risco acima, depreende-se que, dos 17 cenários acidentais, apenas 1 (5,9%) possui risco marginal e os restantes (94,1%), insignificantes. Desses cenários, o mais crítico, que merece a realização de uma análise mais detalhada de segurança, como uma APS, está associado à falha de equipamentos envolvidos na operação.

Além desse, recomenda-se para outros três cenários (A-13, A-15 e A-16), a realização de uma análise quantitativa, em virtude de terem sido classificados como acidentes de severidade crítica, já que o volume de rejeito líquido vazado a ser considerado é grande.

As sugestões para mitigar ou evitar a ocorrência desses cenários estão descritas na coluna 8 da APP:

- a) manter o controle de inspeções, manutenções e condições de armazenamento dos equipamentos e do VT;
- b) evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido; e
- c) criar procedimentos escritos para evitar erros humanos.

7.7.3. Comparação dos Resultados das Operações

O cálculo das frequências para os cenários acidentais postulados levou em conta que ambas as operações durarão o mesmo intervalo de tempo para execução da remoção e transporte do rejeito radioativo líquido do SPN à UTRL.

Partindo dessa hipótese, após a postulação dos cenários pelas APP, para cada tipo de operação, pode-se constatar que:

- a) apenas 5,9% dos cenários acidentais serão considerados marginais pela operação com ampolas, sendo que por mangueira, 15%;
- b) apesar da quantidade de cenários marginais ser menor, em ambas as operações foram identificados 3 cenários que, caso ocorram, a severidade poderá (estimativa) ser crítica, ou seja, poderá causar danos severos aos equipamentos, ao meio ambiente e lesões de gravidade moderada em funcionários;
- c) para os cenários postulados com frequência pouco provável, houve um para a operação com mangueira e dois para a operação com ampolas. Apesar de serem classificados, quanto ao risco, como insignificantes, também devem ser analisados quantitativamente; e
- d) as recomendações feitas nas APP poderão prevenir a ocorrência dos cenários ou, caso

ocorram, mitigar seus efeitos no operadores e meio ambiente. Destacam-se as recomendações de cenários acidentais que ocorrem por falha humana, onde os procedimentos escritos e treinamentos sugeridos reduzirão suas chances de ocorrência.

CAPÍTULO 8

CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

A presente dissertação teve o propósito de apresentar as diretrizes de segurança nuclear relacionadas com a concepção e operação das instalações de apoio em terra para SPN, onde foram resumidos os princípios básicos da segurança nuclear e as abordagens metodológicas que podem ser usados para apoiar uma análise de segurança para essas instalações. Além disso, foram especificadas as funções a serem cumpridas pelas instalações de apoio em terra e as possíveis mudanças nos níveis de exigência para se adequar à configuração do SPN.

Na primeira parte do trabalho foi apresentada uma revisão bibliográfica que se preocupou em abordar alguns conceitos inerentes à Análise de Segurança que são relacionadas com o tema em estudo.

A partir de então, foram abordados os requisitos para um plano diretor para as instalações de apoio em terra para SPN, baseado nas normas internacionais da IAEA. Foi identificada, segundo KRAMER (1962) a descrição dos sistemas e estruturas que poderão compor as instalações de apoio em terra para o SPN nos moldes do navio nuclear SAVANNAH. Ressalta-se a importância dos sistemas de segurança associados ao CR-EBN que devem garantir a segurança nuclear tanto para o SPN, quanto para a Base Naval e para seus trabalhadores, bem como a do meio ambiente e a de terceiros, como a população no entorno do complexo.

Foi discutida a seleção dos níveis de apoio e de manutenção fornecidas pelas estações de recebimento do CR-EBN como sendo de suporte leve (SPN autônomo), quando as facilidades da Base Naval são usadas por questão de conforto e sem função de segurança nuclear e de suporte pesado (SPN não é autônomo), quando as referidas facilidades têm a função de segurança no nível adequado para o estado do SPN.

Os sistemas de apoio ao SPN foram descritos com a finalidade de identificar que instalações são, potencialmente, capazes de transmitir riscos nucleares e radiológicos. Nesta abordagem, foram descritas as funções diretamente envolvidas nas questões de segurança.

Por conseguinte, o estudo abordou a importância de se caracterizar os princípios gerais de perigos externos como inundações, deslizamentos de terra, terremotos, dentre outros, para as instalações de apoio em terra para os SPN, independentemente das

potenciais consequências e soluções de mitigação. A caracterização para este tipo de instalação baseou-se nas metodologias descritas nas normas da IAEA referentes a cada tipo de perigo externo. Conclui-se que essa caracterização pode seguir os moldes dessas normas pela ausência de qualquer base de regulamentação específica ou de informações em fontes abertas para a caracterização em uma instalação de apoio em terra para SPN no Brasil.

Foi identificada a importância de descrever as operações realizadas pelas instalações de apoio em terra em proveito do SPN, pois são elas que definirão todas as possibilidades de se executar uma Análise de Segurança. Para tal, foram sugeridos os possíveis estados do reator nuclear do SPN em ocasiões distintas, servindo de base para cálculo dos níveis de radiação de rejeitos produzidos, volumes de materiais radioativos, bem como seu termo fonte.

Foi sugerido um possível ciclo operativo para o SPN ao longo de sua vida útil, que, segundo GUIMARÃES (1999), será de 30 anos. Nesse ciclo operativo evidenciou-se o ciclo de manutenções em diversos períodos, com uma abordagem comparativa entre BIRKLER et al (1994) e EMA-400 (2003). A partir dessa comparação, propôs-se um ciclo de manutenções para o SPN nas instalações de apoio em terra. Esse ciclo serviu para o cálculo das frequências de operações para a realização da Análise de Segurança no estudo de caso sugerido.

Por fim, o estudo de caso em lide propôs-se a aplicar a técnica de identificação de perigos APP para um tipo descrito de operação. O estudo foi realizado para a operação de remoção e transporte de rejeito radioativo líquido do cais para a UTRL do CR-EBN de duas formas distintas. Essa análise foi de caráter qualitativo.

Na execução da APP foram identificados dois modos diferentes de realização da operação. Primeiramente, se fez o estudo utilizando bombeamento do líquido por mangueira acoplada no SPN e no VRRL. Para esta análise, foram levantados 26 cenários acidentais, dos quais 15% foram classificados quanto ao risco, como risco marginal e 85%, insignificantes. Já para a segunda APP, onde a referida operação se dava pela retirada do líquido radioativo por meio de ampolas, caracterizadas no estudo, obteve-se uma matriz de risco com 17 cenários acidentais, onde apenas 5,9% foram classificados como possuindo risco marginal e 94,1%, insignificantes.

Foi realizada uma comparação qualitativa entre os dois tipos de formas para execução da operação em lide, cabendo ressaltar a importância de se avaliar

posteriormente outros cenários que, apesar de não possuírem risco, no mínimo, marginal, possuem frequências (pouco prováveis) e severidades (críticas) relevantes.

Os resultados obtidos pela APP, se valendo das descrições e diretrizes abordadas nesta dissertação, demonstram, em determinada medida, que as mesmas podem servir de parâmetros para realização de uma Análise de Segurança para outras operações descritas neste trabalho que ocorrerão nas instalações de apoio em terra para o SPN. Vale lembrar que é necessário que os valores de determinadas frequências de ocorrência de alguns cenários postulados precisam ser melhor calculados, em virtude de que neste estudo, não se teve informações bem definidas, por se tratar de um assunto reservado. Porém, quando o CR-EBN estiver em fase de licenciamento, os dados referentes às operações descritas deverão ser calculados por pessoal especializado da MB.

Apesar dessas incertezas sobre o cálculo das frequências dos cenários acidentais, pôde-se perceber que os resultados das matrizes ficaram próximos dos resultados para o mesmo tipo de operação de transferência de rejeito líquido das unidades de Angra 1 para Angra 2, segundo ALVES et al (2013).

Recomenda-se que as diretrizes operacionais descritas neste estudo sirvam como fonte de informações e princípios para realização de uma Análise de Segurança, tanto qualitativa, como quantitativa e que os cenários acidentais postulados classificados quanto ao risco, como moderado, sejam fruto de uma Análise Probabilística de Segurança, a partir do instante em que se obtenham informações mais apuradas sobre as frequências de ocorrência das operações descritas.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AICHE, *Guidelines for Chemical Process Quantitative Risk Analysis*. Ed. 2. New York. 2000.

ALVES, A. S. M., PASSOS, E. M., DUARTE, J. P., MELO, P. F. F., 2013, *Radiological Risk curves for the Liquid Radioactive Waste Transfer from Angra 1 to Angra 2 Nuclear Power Plants by a Container Tank*, International Nuclear Atlantic Conference, Recife, PE - COPPE/UFRJ, PEN. Nov. 24, 2013.

ALVIM, A. C. M., 2013, *Monitoração e Segurança de Centrais Nucleares*, aula do Programa de Pós-Graduação, do Programa de Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro.

ARAÚJO, Z. M., 2013, *Projeto Estrutural de um Cais de Parâmetro Fechado*, Projeto Final de Graduação em Engenharia Civil, Puc-Rio, Rio de Janeiro.

BELLO, G. C., COLOMBARI, V., *The human factors in risk analyses of process plants: the control room operator model TESEO*, Reliability Engineering, vol. 1, 1980.

BIRKLER, J., SCHANK, J., SMITH, G., TIMSON, F., CHIESA, J., GOLDBERG, M., MATTOCK, M., MACKINNON, M., *The U.S. Submarine Production Base, An Analysis of Cost, Schedule and Risk for Selected Force Structures*, National Defense Research Institute, RAND, 1994.

CF LUIZ FERNANDO SILVEIRA CANDEIAS SEGUNDO, Assessor do Empreendimento Modular de Obtenção do SPN, da COORDENADORIA-GERAL DO PROGRAMA DE DESENVOLVIMENTO DE SUBMARINO COM PROPULSÃO NUCLEAR - COGESN, entrevista na sede da COGESN, Rio de Janeiro em 13 de abril de 2015.

CMG (RM-1) YRAM LEITE MAIA, Fiscal da Norma de Desenvolvimento e Execução da Ação Interna, da COORDENADORIA-GERAL DO PROGRAMA DE DESENVOLVIMENTO DE SUBMARINO COM PROPULSÃO NUCLEAR - COGESN, entrevista na sede da COGESN, Rio de Janeiro em 14 de abril de 2015.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *CNEN-NE-6.05 - Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas*. Rio de Janeiro. 1985.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *CNEN-NE-5.01 - Transporte de Materiais Radioativos*. Rio de Janeiro. Ago.1988.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *CNEN-NN-2.03 - Proteção contra Incêndio em Usinas Nucleoelétricas*. Rio de Janeiro. 1999.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *CNEN-NE-1.04 - Licenciamento de Instalações Nucleares*. Rio de Janeiro. Dez. 2002.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *CNEN-NN-3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*. Rio de Janeiro. 2006.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *Glossário de Segurança Nuclear*. Rio de Janeiro. Fev. 2012.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *CNEN-NN-8.01, Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação*. Rio de Janeiro. 2014.

CROWL, D., LOUVAR, J., 2002, *Chemical Process Safety, Fundamentals with Applications*, Prentice Hall, Upper Saddle River, NJ, 2002.

DNV - DET NORSKE VERITAS. *Técnicas de Identificação de Perigos: HAZOP e APP*, Preparado para Ministério do Meio Ambiente. 2006.

EMA-400, Estado-Maior da Armada Rev.2. *Manual de Logística da Marinha*. Brasília. 2003.

GUIMARÃES, L. S., 1996, *Introdução às Instalações Propulsoras Nucleares Navais: Conceitos Básicos e Particularidades*, Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo – CTMSP.

GUIMARÃES, L. S., 1999, *Síntese de Doutrina de Segurança para Projeto e Operação de Submarinos Nucleares*, Tese de D.Sc., USP, São Paulo, Brasil.

GUIMARÃES, L. S., 2003, *Gerenciamento de Riscos e Segurança de Sistemas*, iEditora, São Paulo.

GUIMARÃES, L. S., 2011, *Análise da Segurança de Sítios Nucleares*, 2ª Edição, Capax DEI, Rio de Janeiro, Brasil.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Safety in Nuclear Power Plant Siting*, A Code of Practice, Safety Series n 50-C-S, Vienna, Austria, 1978.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *INSAG-6 - Probabilistic Safety Assessment*. Vienna - Austria. Jul. 1992.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *INSAG-10 - Defense in Depth in Nuclear Safety*. Vienna - Austria. Jun. 1996.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Inventory of Accidents and losses at Sea Involving Radioactive Material*. Vienna - Austria. Sep. 2001.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Mar. 2002.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Mai. 2002.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Mai. 2003.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Nov. 2003.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Site evaluation for nuclear installations*. Vienna - Austria. Nov. 2003.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Nov. 2003.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Design of Emergency Power Systems for Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Ago. 2004.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Set. 2004.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Protection Against Internal Hazards Other Than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. Set. 2004.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants*, Vienna - Austria. Set. 2004.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *IAEA Safety Glossary - Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*. Vienna - Austria. Jun. 2007.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *IAEA Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*. Vienna - Austria. 2009.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *IAEA Seismic Hazards in the Evaluation for Nuclear Installations*. Vienna - Austria. Ago. 2010.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *SSR-2/1 - Safety of Nuclear Power Plants: Design*. Vienna - Austria. Jan. 2012.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities*. Vienna - Austria. Nov. 2012.

IBAMA – INSTITUTO BRASILEIRO DO MAEIO AMBIENTE, *Relatório de Impacto Ambiental – RIMA da Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto*, 2006.

IMO – INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATON, *Guidelines for Formal Safety Assessment (FSA) for Use in the IMO Rule-Making Process*. London, Apr. 5, 2002.

INEA – INSTITUTO ESTADUAL DO AMBIENTE, *Elaboração do Plano Estadual de Recursos Hídricos do Estado do Rio de Janeiro*, Governo do Estado do Rio de Janeiro, Secretaria de Estado do Ambiente, 2014.

JONES-LEE, M., AVEN, T., 2011, "ALARP - What does it really mean?", *Reliability Engineering and System Safety*, v. 96, pp. 877-882.

JUNIOR, M. S., 2003, *Abordagem Sistemática para Avaliação de Riscos de Acidentes em Instalações de Processamento Químico e Nuclear*, Tese de D. Sc., UNICAMP, São Paulo.

KOPTE, S. *Nuclear Submarine Decommissioning and Related Problems – paper 12 – BICC*, 1997. p. 1-47. Disponível em: <http://www.bicc.de/uploads/tx_bicctools/paper12.pdf>. Acesso em: 14 out. 2014.

KRAMER, A.W., *Nuclear Propulsion for Merchant Ships*. USA, Ed. Atomics, 1962.

LEWIS, E. E., *Introduction to Reliability Engineering*, Wiley, New York, 1996

LIBMANN, J., *Elements of Nuclear Safety*. França, Les Editions de Physique, 1996.

LINS, G. A., 2010, *Impactos Ambientais em Estações de Tratamentos de Esgotos (ETEs)*, Dissertação de M. Sc., UFRJ, Rio de Janeiro.

MAIA, Y. M., 2015, *Descomissionamento de Submarinos Nucleares no Brasil*, Dissertação de M. Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil.

MANNAN, S., *Loss Prevention in the Process Industries*, Elsevier Butterworth-Heinemann, Burlington, MA, 2005.

MARTINS, M. R., 2013, *Considerações sobre Análise de Confiabilidade e Risco*, USP, São Paulo.

MELO, P.F.F., 2013, *Análise de Risco de Instalações Industriais*, aula do Programa de Pós Graduação, do Programa de Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro.

MELO, P.F.F., 2013, *Fundamentos da Análise de Segurança*, aula do Programa de Pós Graduação, do Programa de Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro.

MICHAELLIS, J. D., *Dicionário da Língua Portuguesa*, Ed. Melhoramentos, 2015.

NRC, 1987, *The Safety Goals of the U.S. Nuclear Regulatory Commission*, USA. Abr. 17, USA.

NRC, 1987, *Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants*, NUREG-0800. USA.

OLGAARD, P. L., 1996, *Accidents in Nuclear Ships*, Institute of Physics, Technical University of Denmark, Lyngby, Denmark.

OLGAARD, P. L., 1999, *Nuclear Risks of Decommissioned Nuclear Submarines with Non-Defueled Reactors*, Institute of Physics, Technical University of Denmark, Lyngby, Denmark.

PADILHA, L., 2012, *Indústria de Defesa, Indústria Naval, Marinha do Brasil, PROSUB*. Revista Defesa Aérea e Naval.

PERSHAGEN, B., *Light Water Reactor Safety*. 1 ed. England, Pergamon Press, 1989.

PITBLADO, R.; BAIK, J., RAGHUNATHAN, V., *LNG Decision Making Approaches Compared. Journal of Hazardous Materials*, Vol 130, 2006.

PORTO, M. F. S.; FREITAS, C. M.; MACHADO, J. M. H., 1998, *Grandes e graves*. Revista Proteção, (edição 94, 10 anos). CD-ROM.

PROSUB (2011), *Programa de Desenvolvimento de Submarinos, Construção de Estaleiro e Base Naval*, Marinha do Brasil, 2011.

SARKISOV, A.; Du CLOS, A., 1999. *Analysis Of Risk Associated with Nuclear Submarine Decommissioning, Dismantling and Disposal*, NATO Science Series, Kluwer Academic Publishers. Luzow.

SILVA, A. C. B., 2011, *Operação Offloading: Análise Preliminar de Perigo e os Impactos Ambientais*. Revista Eletrônica - Novo Enfoque, ano 2011, v. 13, n. 13, p. 207 – 221.

SIQUEIRA, I. P., *Manutenção Centrada na Confiabilidade – Manual de Implementação*, Qualitymark, Rio de Janeiro, 2005.

SOUZA, E. A., 1995, *O Treinamento Industrial e a Gerência de Riscos: uma proposta de instrução programada*. 1995. Dissertação de M. Sc., Escola de Engenharia de Produção e Sistemas, UFSC, Florianópolis.

TALARICO, M. A., 2015, *Considerações sobre a Aplicação da Tomada de Decisão com Informação do Risco ao Processo de Licenciamento de Instalações Industriais Especiais*, Dissertação de M. Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil.

TWEEDDALE, M., *Managing Risk and Reliability of Process Plants*, Gulf Professional Publishing, 2003.

UFRRJ, 1993, *Plano de Recuperação de Áreas de Empréstimo da Serviços de Engenharia Rodoférrea S. A.*, Relatório Final, Itaguaí, RJ. 1993. 79p.

ZAKHAROV, V. M., BELIKOV, A. D., PETROV O. I., 1999, *Assessment and Prediction of Radiation and Hygienic Consequences from Operation of Naval Nuclear Sites Facilities*. Kluwer Academic Publishers, 1999.

ZEE. *Zoneamento Econômico - Ecológico do Estado do Rio de Janeiro. Projeto 1: Diagnóstico Ambiental da Bacia Hidrográfica da Baía de Sepetiba*. Secretaria Estadual do Meio Ambiente do Estado do Rio de Janeiro. 1996.

APÊNDICE A

ANÁLISE PRELIMINAR DE PERIGOS PARA A OPERAÇÃO DE REMOÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS LÍQUIDOS POR MANGUEIRA

Análise Preliminar de Perigos (APP)								
Operação de Remoção e Transporte de Rejeitos Líquidos				Remoção por Mangueira				
Perigo	Causa	Modo de Detecção	Consequência	Frequência	Severidade	Risco	Recomendações	Cenário
Pequeno Vazamento de Rejeito Líquido	Falha de equipamentos como válvulas, flanges, juntas, gaxetas e mangueira, no trecho de enchimento do VRRL.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Manter controle de inspeções, manutenções e condições de armazenamento dos equipamentos. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-1
	Queda de objeto sobre a mangueira causando corte de pequeno diâmetro com a bomba desligada ou se ligada é desligada rapidamente.	Visual Ruído Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido. Em caso de emergência, deve-se adiar a operação de transferência até o término da mesma. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-2

Operador da bomba de alimentação não a desliga e a mangueira é desconectada do VRRL.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Desligar a bomba antes de desconectar a mangueira do VRRL. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-3
Operador não conecta adequadamente a mangueira ao VRRL.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Antes de iniciar a operação de transferência, verificar todas as conexões. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-4
Deslocamento do VT desconectando ou rompendo a mangueira, quando o VRRL estiver cheio e a bomba de alimentação estiver desligada.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-5
Operador não fecha corretamente a válvula de fechamento do VRRL e não esvazia a linha.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido do VRRL na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-6

O VRRL não é bem fixado ao VT e durante o trajeto para a UTRL se desloca e cai e há falha de válvulas do mesmo.	Visual Detector de radiação Ruído	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido do VRRL na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Realizar a verificação da fixação do VRRL ao VT antes de iniciar o transporte para a UTRL. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-7
Condição meteorológica adversa movimentada o SPN atracado e a linha é desconectada com a bomba desligada ou se ligada é desligada imediatamente	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	C Pouco Provável	IV Baixa	Insignificante	Criar um procedimento que a operação de transferência só poderá ser realizada quando as condições meteorológicas forem favoráveis. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-8
Tombamento do VT devido à presença de óleo diesel na pista durante o transporte para a UTRL que esteja associado à falha de válvulas.	Visual Detector de radiação Ruído	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido do VRRL na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Antes de realizar a operação de transferência, verificar as condições da pista ao longo do trajeto. Deve-se ter atenção às curvas e ser estipulada a velocidade do VT para o deslocamento. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-9
Veículo pesado transitando no CR-EBN colide com o VT, tombando-o, associado à falha de válvulas.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido do VRRL na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E/ Improvável	IV Baixa	Insignificante	Evitar o trânsito de veículos pesados no CR-EBN durante a operação de transferência de rejeitos líquidos. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-10
Colisão do guindaste do cais com o VT durante a operação de transferência de rejeito líquido, causando a desconexão ou o rompimento da mangueira com a bomba de alimentação desligada ou se ligada, é desligada rapidamente.	Visual Ruído Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E improvável	IV Baixa	Insignificante	Evitar operações com o guindaste durante a operação de transferência de rejeito líquido. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-11

	Operador não conecta adequadamente a mangueira ao VRRL para o descarregamento do rejeito líquido na UTRL.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido do VRRL na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Criar um procedimento para verificação das conexões antes de se iniciar o descarregamento do VRRL. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-12
	Operador não desliga a bomba do sistema de descarregamento de rejeito e desconecta a mangueira.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido do VRRL na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Criar um procedimento escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-13
	Incêndio no VT causado pelo vazamento de combustível, queimando a mangueira, com a bomba de alimentação desligada.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação. Realizar treinamentos com equipe de CAV do CR-EBN para combater o incêndio. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-14
Grande Vazamento de Rejeito Líquido	Falha de equipamentos como válvulas, flanges, juntas, gaxetas e mangueira, no trecho de enchimento do VRRL com a bomba de alimentação ligada	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira e pelo VRRL sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	III Moderada	Marginal	Manter controle de inspeções, manutenções e condições de armazenamento dos equipamentos. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-15
		Visual Detector de radiação	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Manter controle de inspeções, manutenções e condições de armazenamento dos equipamentos. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-16

	Queda de objeto sobre a mangueira, causando corte do tipo guilhotina com a bomba de alimentação ligada.	Visual	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira e pelo VRRL sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	III Moderada	Marginal	Evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido. Em caso de emergência, deve-se adiar a operação de transferência até o término da mesma. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-17
		Ruído						
	Detector de radiação							
	Visual	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	D Praticamente Improvável	III Moderada	Marginal	Evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido. Em caso de emergência, deve-se adiar a operação de transferência até o término da mesma. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-18	
Deslocamento do VT desconectando ou rompendo a mangueira, com a bomba de alimentação ligada.	Visual	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira e pelo VRRL sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	/E Improvável	III Moderada	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-19	
	Detector de radiação							
Visual	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Drenar a poça de rejeito líquido derramada..	M-20		

	Rompimento ou corte da mangueira por fragmentos oriundos de explosão da tubulação de ar-comprimido de alta pressão do cais com a bomba ligada.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	III Moderada	Marginal	Manter a rede de ar comprimido de alta pressão do cais em periódicas inspeções e manutenções. Drenar a poça de rejeito líquido derramada	M-21
	Incêndio no VT causado pelo vazamento de combustível, queimando a mangueira, com a bomba de alimentação ligada.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação. Realizar treinamentos com equipe de CAV do CR-EBN para combater o incêndio. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-22
		Visual Detector de radiação	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação.	M- 23
	Incêndio seguido de explosão no VT causado pelo vazamento de combustível provoca a ruptura de uma linha de drenagem do VRRL.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	II Crítica	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação. Realizar treinamentos com equipe de CAV do CR-EBN para combater o incêndio. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	M-24
		Detector de radiação	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	II Crítica	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação.	M-25
		Visual Detector de radiação	Liberção de material radioativo direto do Veículo de Transferência formando uma nuvem	E Improvável	II Crítica	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação.	M-26

APÊNDICE B

ANÁLISE PRELIMINAR DE PERIGOS PARA A OPERAÇÃO DE REMOÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS LÍQUIDOS POR AMPOLA

Análise Preliminar de Perigos (APP)								
Operação de Remoção e Transporte de Rejeitos Líquidos				Remoção por Ampolas				
Perigo	Causa	Modo de Detecção	Consequência	Frequência	Severidade	Risco	Recomendações	Cenário
Pequeno Vazamento de Rejeito Líquido	Falha intrínseca (ruptura) de equipamentos como válvulas, flanges, juntas e gaxetas no acoplamento da ampola com o tanque de drenos ou de alívio.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido no compartimento do SPN onde contém o tanque de dreno expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Manter controle de inspeções, manutenções e condições de armazenamento dos equipamentos. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-1
	Queda de objeto sobre a ampola cheia causando corte de pequeno diâmetro em sua estrutura no interior do SPN.	Visual Ruído Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido no compartimento do SPN onde contém o tanque de dreno expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido. Em caso de emergência, deve-se adiar a operação de transferência até o término da mesma. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-2

	Queda de objeto sobre a ampola cheia causando corte de pequeno diâmetro em sua estrutura no cais.	Visual Ruído Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido no cais ou sobre o VT expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido. Em caso de emergência, deve-se adiar a operação de transferência até o término da mesma. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-3
	Operador não conecta adequadamente as válvulas de engate na ampola.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido no compartimento do SPN onde contém o tanque de dreno expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação e realizar treinamentos periódicos com os operadores da equipe. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-4
	Deslocamento inadvertido do VT tombando uma ampola no cais, causando um corte de pequeno diâmetro em sua estrutura.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	IV Baixa	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação. Determinar a velocidade máxima de deslocamento do VT e assegurar que todas as ampolas estão fixadas corretamente e amarradas ao VT. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-5
	Tombamento do VT devido à presença de óleo diesel na pista durante o transporte para a UTRL causando a queda das ampolas sobre o CR-EBN.	Visual Detector de radiação Ruído	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Antes de realizar a operação de transferência, verificar as condições da pista ao longo do trajeto. Deve-se ter atenção às curvas e ser estipulada a velocidade do VT para o deslocamento. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-6

	Veículo pesado transitando no CR-EBN colide com o VT, tombando-o, causando a queda e ruptura de pequeno diâmetro das ampolas sobre a superfície.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido na superfície asfáltica do CR-EBN expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	C Pouco Provável	IV Baixa	Insignificante	Evitar o trânsito de veículos pesados no CR-EBN durante a operação de transferência de rejeitos líquidos. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-7
	Queda da ampola cheia quando estiver sendo içada por guindaste no cais pela falha de cabos e conexões, causando corte de diâmetro pequeno.	Visual Ruído Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	C Pouco Provável	IV Baixa	Insignificante	Criar um procedimento escrito para esta operação. Inspeccionar periodicamente os equipamentos utilizados na operação. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-8
	Corte da ampola cheia por fragmentos oriundos de explosão da tubulação de ar-comprimido de alta pressão do cais.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	IV Baixa	Insignificante	Manter a rede de ar comprimido de alta pressão do cais em periódicas inspeções e manutenções. Drenar a poça de rejeito líquido derramada	A-9
Grande Vazamento de Rejeito Líquido	Queda de objeto sobre uma ampola no cais, causando corte do tipo guilhotina.	Visual Ruído Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	D Praticamente Improvável	III Moderada	Marginal	Evitar quaisquer serviços que envolvam o uso de ferramentas e equipamentos pesados e/ou cortantes no cais durante a transferência de rejeito líquido. Em caso de emergência, deve-se adiar a operação de transferência até o término da mesma. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-10

	Deslocamento inadvertido do VT após carregado tombando as ampolas no cais, causando uma ruptura em suas estruturas.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido da mangueira na superfície do cais expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Elaborar um procedimento operacional escrito para esta operação. Determinar a velocidade máxima de deslocamento do VT e assegurar que todas as ampolas estão fixadas corretamente e amarradas ao VT. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-11
		Visual Detector de radiação	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Criar um procedimento escrito para esta operação.	A-12
	Incêndio no VT carregado causado pelo vazamento de combustível, queimando as ampolas.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	II Crítica	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação. Realizar treinamentos com equipe de CAV do CR-EBN para combater o incêndio. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-13
		Visual Detector de radiação	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação.	A-14
	Incêndio seguido de explosão no VT causado pelo vazamento de combustível provoca a ruptura das ampolas carregadas.	Visual Detector de radiação	Formação de poça pelo vazamento de rejeito líquido pela mangueira sobre a superfície asfáltica do cais, podendo atingir a rede de drenagem do cais e expondo o pessoal envolvido na operação à radiação.	E Improvável	II Crítica	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação. Realizar treinamentos com equipe de CAV do CR-EBN para combater o incêndio. Drenar a poça de rejeito líquido derramada.	A-15

		Detector de radiação	Formação de nuvem radioativa de fração do rejeito líquido vazado.	E Improvável	II Crítica	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação.	A-16
		Visual Detector de radiação	Liberação de material radioativo direto do Veículo de Transferência formando uma nuvem	E Improvável	III Moderada	Insignificante	Realizar a manutenção e inspeções periódicas no VT. Criar um procedimento escrito para esta operação.	A-17

APÊNDICE C

CÁLCULO DAS FREQUÊNCIAS DOS CENÁRIOS ACIDENTAIS

Os cálculos das frequências dos cenários acidentais postulados neste trabalho foram baseados nas informações e métodos utilizados por ALVES et al (2013) por se tratar de uma operação similar em uma usina nucleoeletrica. Quando as informações necessárias para o cálculo da frequência de algum cenário postulado não for possível obter pela falta de informações e dados, far-se-á uma aproximação dos resultados obtidos.

O cálculo da frequência de um cenário acidental envolve a necessidade de se considerar a frequência de algum evento e as probabilidades de eventos que possam estar a ele relacionadas (ALVES et al, 2013).

Portanto, a frequência de um evento que envolve a falha de um equipamento será calculada em função da:

- a) frequência da operação (quantas vezes a operação é realizada por unidade de tempo);
- b) fração de tempo de duração da operação (número adimensional); e
- c) probabilidade de falha do equipamento.

Será necessário identificar os parâmetros que afetam a probabilidade de falha envolvida para cada cenário. Portanto, os cenários são classificados em relação às falhas envolvidas, que poderão ser de equipamentos, ações humanas ou eventos externos.

Pode-se então, calcular a frequência de um cenário acidental através da seguinte equação:

$$F_c = F_{op} \times P_f \quad (1)$$

onde,

F_c é a frequência do cenário acidental (anos^{-1});

F_{op} é a frequência de realização da operação, no presente caso, a frequência da realização da operação de transferência de rejeito líquido (anos^{-1}); e

P_f é a probabilidade de uma ou mais falhas que ocasionam o vazamento, que pode ser apenas uma das três identificadas nesta seção ou mesmo uma combinação delas (número adimensional).

C.1. Frequências para Cenários com Falhas de Equipamentos

Para calcular as frequências de cenários com falhas de equipamentos, como o vazamento de válvulas, flanges, gaxetas e juntas, é necessário buscar as informações das taxas de falha para vazamento dos equipamentos envolvidos, como é o caso dos cenários M-1, M-9, M-10, M-16, A-1 e A-10. Portanto, a probabilidade de qualquer desses equipamentos vazarem durante um intervalo de tempo t é dada por LEWIS (1996).

$$P_f = 1 - e^{-\lambda t} \quad (2)$$

onde λ é a taxa de falha do equipamento.

Quando existem dois componentes que podem falhar por vazamento, a probabilidade de falha é dada pela equação (3) que admite os dois eventos sejam independentes:

$$P_f = 1 - e^{-(\lambda_1 + \lambda_2)t} \quad (3)$$

onde λ_1 e λ_2 são as taxas de falha referentes aos dois vazamentos.

C.2. Frequências para Cenários com Falhas Humanas

Para calcular as frequências de erros humanos, quando se esquece de abrir ou fechar uma válvula, desconectar uma mangueira, colidir com um veículo, dentre outros, será usada a técnica *TESEO* (técnica empírica para a estimação de probabilidades de erro de operadores), que segundo BELLO (1980), permite estimar a probabilidade de um erro humano pelo produto de fatores relacionados com o tipo de atividade, conforme a Tabela C.1 (fator de estresse para atividades de rotina ou fora de rotina), conforme a Tabela C.2 (fator referente à capacitação do operador), conforme a Tabela C.3 (fator de ansiedade relacionada à atividade), conforme a Tabela C.4 (fator ergonômico da atividade) e conforme a Tabela C.5 (fator de ansiedade).

Tabela C.1 - Fator Relativo ao Tipo de Atividade

Tipo de Atividade	Fator K_I
Simples, de rotina	0,001
Requer atenção, de rotina	0,01
Não é de rotina	0,1

Tabela C.2 - Fator Relativo ao Estresse Temporário em Função da Atividade (K_2)

TEMPO DISPONÍVEL (SEG)	ATIVIDADES	
	Rotina	Fora de rotina
2	10	
3		10
10	1	
20	0,5	
30		1
45		0,3
60		0,1

Tabela C.3 - Fator Relativo às Qualidades do Operador (K_3)

QUALIDADES DO OPERADOR	K_3
Cuidadosamente selecionado, especialista, bem treinado	0,5
Conhecimento e treinamento médios	1
Pouco conhecimento, mal treinado	3

Tabela C.4 - Fator Relativo à Ansiedade Relacionada com a Atividade (K_4)

FATOR DE ANSIEDADE DA ATIVIDADE	K_4
Situação de emergência grave	3
Situação de emergência previsível	2
Situação normal	1

Tabela C.5 - Fator Ergonômico da Atividade (K_5)

FATOR DE ANSIEDADE DO OPERADOR	K_5
Microclima ⁴ e interface com a planta excelentes	0,1
Microclima e interface com a planta bons	1
Microclima e interface com a planta discretos	3
Microclima discreto e interface pobre com a planta	7
Microclima péssimo e interface pobre com a planta	10

⁴ Microclima – variação localmente restrita do padrão climático geral em decorrência de condições físicas específicas, como a topografia, a vegetação e o solo.

C.3. Frequência do Cenário Acidental M-1

Para o cálculo da frequência deste cenário acidental, utilizar-se-á a equação (1) e os dados contidos na Tabela 7.3, referentes às taxas de falha de vazamento por unidade de equipamento.

A F_{op} será calculada baseado na quantidade de vezes que o SPN estará no cais realizando a operação de transferência de rejeitos líquidos ao longo de sua vida operacional, o que se dará nos períodos de manutenção constantes da Tabela 6.4. Portanto, considerando que a operação em lide seja realizada, no cais, em todos os PMR, ou seja, 35 vezes ao longo de 30 anos de vida operacional do SPN e que dure, em média 2 horas, a frequência da operação será dada por 1,17 vezes/ano x 2 horas/vez, o que, reduzindo às mesmas unidades tem-se que $F_{op} = 2,67E-04/ano$. Essa frequência operacional será usada para todos os cenários acidentais postulados. Alves et al (2013) consideraram a duração da operação de transferência de rejeito líquido das unidades das usinas nucleoeletricas de Angra 1 para Angra 2 como sendo de 3 horas. Logo, por se tratar de um volume menor, porém, com maior complexidade por causa do SPN, que não estará fixo em terra, mas flutuante e pela distância ser menor para transportar o rejeito para a UTRL, considerou-se que o tempo de duração da operação seja de 2 horas.

Já a P_f para o cenário deverá contemplar as falhas dos diversos equipamentos envolvidos na operação, portanto a equação (3). Considerando que durante a operação de remoção de rejeito líquido serão utilizadas 4 válvulas, 10 flanges, 10 gaxetas e 1 mangueira a taxa de falha total será o somatório das taxas de cada uma delas multiplicada pelas respectivas quantidades, daí chega-se ao valor de $P_f = 6,63E-05$.

Aplicando a equação (1) calcula-se a frequência para o cenário M-1, considerando um fator de líquido radioativo que forma a poça Alves et al (2013) como 0,792, da seguinte maneira:

$$F_{M-1} = 2,67E-04/ano \times 6,63E-05 \times 0,792 = 1,40E-08/ano$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para o cenário M-15.

C.4. Frequência do Cenário Acidental M-2

A probabilidade de queda de ferramentas pesadas que possam danificar os equipamentos utilizados na remoção de rejeito líquido durante essas manutenções e obras no cais pode ser relacionada com erro humano que, para o cenário em questão, admitindo que a atividade de manutenção seja simples e de rotina ($K_1 = 0,001$), que a atividade dure 20 segundos ($K_2 = 0,5$), se quem estiver executando a tarefa estiver mal

treinado ou possui pouco conhecimento ($K_3 = 3$), se a situação for normal ($K_4 = 1$) e se o Microclima e interface com a planta forem discretos ($K_5 = 3$). Logo, se pode chegar a uma probabilidade de erro humano (P_h) utilizando a técnica TESEO:

$$P_h = (0,001) \times (0,5) \times (3) \times (1) \times (3) = 4,5E-03$$

Portanto, pode-se calcular a frequência do cenário M-2 pela equação (1):

$$F_{M-2} = F_{op} \times P_h = 2,67E-04 \times 4,5E-03 = 12,02E-7/\text{ano}$$

O cálculo da frequência deste cenário pode ser considerado o mesmo para os cenários M-17, A-2, A-3 e A-10.

C.5. Frequência do Cenário Acidental M-3

Este cenário acidental é típico de falha humana e pode ser calculado utilizando a técnica TESEO. Para tal, admitir-se-á que a atividade de manutenção requer atenção e de rotina ($K_1 = 0,01$), que a atividade dure 2 segundos ($K_2 = 10$), se quem estiver executando a tarefa for cuidadosamente selecionado e bem treinado ($K_3 = 0,5$), se a situação for normal ($K_4 = 1$) e se o Microclima e interface com a planta forem bons ($K_5 = 1$). O P_h será igual a $5E-02$.

Portanto, conclui-se que a frequência do cenário em lide é:

$$F_{M-3} = 2,67E-04 \times 5E-02 = 13,35E-06/\text{ano}$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para o cenário M-13.

C.6. Frequência do Cenário Acidental M-4

Este cenário acidental é típico de falha humana e pode ser calculado usando a técnica TESEO. Para tal, admitir-se-á que a atividade de manutenção requer atenção e de rotina ($K_1 = 0,01$), que a atividade dure 10 segundos ($K_2 = 1$), se quem estiver executando a tarefa for cuidadosamente selecionado e bem treinado ($K_3 = 0,5$), se a situação for normal ($K_4 = 1$) e se o microclima e interface com a planta forem bons ($K_5 = 0,1$). O P_h será igual a $5E-04$.

Portanto, conclui-se que a frequência do cenário em lide é:

$$F_{M-3} = 2,67E-04 \times 5E-04 = 13,35E-08/\text{ano}$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para os seguintes cenários postulados: M-6, M-12, e A-4.

C.7. Frequência do Cenário Acidental M-5

Este cenário também retrata causa de falha humana. A diferença é que o fator relativo ao estresse temporário deve ser maior. Logo os fatores a serem considerados para esse cenário é $K_1 = 0,01$, $K_2 = 0,5$, $K_3 = 0,5$, $K_4 = 1$ e $K_5 = 0,1$.

$$F_{M-3} = (0,01) \times (0,5) \times (0,5) \times (1) \times (0,1) \times 2,67E-04 = 66,75E-09/\text{ano}$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para os seguintes cenários postulados M-5, M-19, A-5 e A-11.

C.8. Frequência do Cenário Acidental M-7

Neste cenário acidental há a ocorrência de falha humana que não fixou bem o VRRRL ao VT associada à falha intrínseca de válvulas (2) do VRRRL.

A P_h pode ser calculada com os seguintes fatores: $K_1 = 0,01$, $K_2 = 0,5$, $K_3 = 0,5$, $K_4 = 1$ e $K_5 = 1$.

A probabilidade P_f neste caso, deve ser o produto da P_h com a probabilidade de falha das válvulas.

$$P_f = (0,01) \times (0,5) \times (0,5) \times (1) \times (1) \times (1 - e^{-\lambda t}) = 1E-10$$

$$\text{Portanto, a } F_{M-7} = 2,67E-04 \times 1,0E-10 = 2,67E-14/\text{ano}$$

C.9. Frequência do Cenário Acidental M-8

O cálculo da frequência deste cenário envolverá a probabilidade de ocorrência de condições climática adversas como condição de ventos e maré, de forma a movimentar o SPN atracado no cais o tanto suficiente para desconectar a mangueira de transferência de rejeito líquido.

Baseado em INEA (2014), foram catalogados no período de 1711 a 1999 importantes desastres naturais no estado do Rio de Janeiro, sendo que nenhum deles ocorreu na região de Itaguaí, onde o CR-EBN está sendo construído.

A condição meteorológica da região é de clima tropical, com uma média de umidade de 77%, com temperatura média de 23,5°C, média de chuvas no verão de 200 mm mensais, em aproximadamente, 10 dias de chuva por mês. No inverno, a precipitação média é de 100 mm mensais e 8 dias de chuva por mês.

Os ventos predominantes são NE durante a primavera e verão, e NW ou SW durante o outono. A velocidade do vento fica entre 6 a 14 nós ZEE (1996).

Portanto, para calcular a frequência deste cenário acidental, será considerado, na pior hipótese, **pouco provável**.

C.10. Frequência do Cenário Acidental M-9

Em virtude do CR-EBN ainda ser um projeto, não há dados sobre as operações que podem derramar óleo diesel nas superfícies asfálticas do mesmo. Portanto, para este trabalho, será considerado que a chance de ocorrência de vazamento de óleo diesel em algum arruamento do CR-EBN não é grande. Portanto, será considerado que frequência para este cenário acidental seja **Praticamente Improvável**.

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para os seguintes cenários postulados A-6.

C.11. Frequência do Cenário Acidental M-10

Como a colisão de veículos em baixa velocidade, normalmente, ocorre por falha humana, para este cenário poderá ser considerado que ambos os veículos estejam se deslocando. Portanto, a P_h seria o produto das falhas geradas pelos dois motoristas. No entanto, na pior hipótese, ou seja, para que o cenário acidental possua uma frequência maior, será calculado a P_h somente para a falha humana do motorista do veículo pesado.

Logo, a P_h pode ser calculada com os seguintes fatores: $K_1 = 0,1$, $K_2 = 1,0$, $K_3 = 1$, $K_4 = 1$ e $K_5 = 1$.

Como o cenário envolve falha humana associada à falha de válvulas (2), tem-se que:

$$F_{M-10} = 2,67E-04 \times (0,1) \times (1) \times (1) \times (1) \times (1) \times (1 - e^{-\lambda t}) = 10,68E-13/\text{ano}$$

C.12. Frequência do Cenário Acidental M-11

A colisão do guindaste com o VT está diretamente associada com a falha de seu operador. Portanto, deve-se calcular a probabilidade de operação do guindaste no cais associada à falha de operação do mesmo, associada à F_{op} .

Por hipótese, é bastante razoável, que seja considerado que o guindaste opera toda vez que o SPN estiver atracado no cais. Considerando que o projeto PROSUB considerará a construção de mais 4 submarinos convencionais, e que cada um deles estará no cais pelo menos as 35 vezes como o SPN, chega-se ao valor de que o guindaste operará 5,83 vezes/ano. Por hipótese, sugere-se que o mesmo funcionará pelas mesmas 2 horas por vez. Logo, com essas hipóteses, chega-se a uma probabilidade de operação de guindaste de 1,33E-03.

A probabilidade de falha humana pode ser a mesma para o cenário M-2 (4,5E-03).

$$\text{Daí, a } F_{M-11} = 2,67E-04 \times 1,33E-03 \times 4,5E-03 = 15,98E-10/\text{ano}$$

C.13. Frequência do Cenário Acidental M-14

O cálculo da frequência de cenários que envolvem incêndios requer a frequência de ocorrência de incêndios a céu aberto por ano e o tempo de duração do mesmo. Como o CR-EBN ainda não está em funcionamento, não se têm dados de ocorrência de incêndios por período de tempo. Portanto, para esta frequência, acha-se razoável estimar que haja 1 incêndio a cada 30 anos, o que dá 3,33E-02 incêndios/ano. Aplicando a equação (2) para um incêndio de duração de 10 minutos, chega-se à probabilidade estimada de incêndio a céu aberto de 6,33E-07.

$$\text{Daí, a frequência do cenário } F_{M-14} = 2,67E-04 \times 6,33E-07 = 16,9E-11/\text{ano}$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para os seguintes cenários postulados: M-22, M-24, A-13 e A-15.

C.14. Frequência do Cenário Acidental M-16

Para o cálculo da frequência deste cenário, além dos cálculos de probabilidade já realizados para o cenário M-15, deve-se levar em conta a parcela de evaporação da poça formada pelo vazamento de rejeito radioativo. ALVES et al (2013) consideraram, para cálculo de cenário similar, um fator de fração de líquido evaporado como 0,208, segundo modelo apresentado por CROWL e LOUVAR (2002). Portanto, este fator será considerado para este cenário, por se aproximar de cenários equivalentes apresentados por ALVES et al (2013).

Portanto, a frequência para este cenário pode ser calculada como:

$$F_{M-16} = 2,67E-04/\text{ano} \times 6,63E-05 \times 0,208 = 36,82E-10/\text{ano}$$

C.15. Frequência do Cenário Acidental M-18

De forma similar, este cenário será calculado como o cenário anterior, sendo que para efeito de cálculo, o cenário M-17 será acrescido do fator de evaporação da poça.

$$\text{Logo, } F_{M-18} = 2,67E-04 \times 4,5E-03 \times 0,208 = 2,5E-07/\text{ano}$$

C.16. Frequência do Cenário Acidental M-20

Este cenário também envolve a evaporação de parcela de poça radioativa, portanto seguirá o mesmo modelo do cenário M-5, acrescido do fator de evaporação da poça.

$$\text{Logo, } F_{M-3} = 66,75\text{E-09/ano} \times 0,208 = 1,39\text{E-08/ano}$$

C.17. Frequência do Cenário Acidental M-21

Pela ausência de dados, como o valor da pressão nominal da rede de ar comprimido, energia liberada pela explosão, velocidade e massa do fragmento que atingirá a mangueira durante a operação de remoção de rejeito líquido, aliado ao fato de que, para a ocorrência do cenário, o fragmento deve atingir a mangueira, provocando sua ruptura, a frequência de ocorrência para este cenário só poderá ser calculada por estimativa. Portanto, para este trabalho, considera-se razoável considerar que a frequência para este cenário será **Praticamente Improvável**.

C.18. Frequência do Cenário Acidental M-23

Para efeitos de cálculo para este cenário, basta acrescentar o fator de evaporação da poça radioativa à frequência do cenário M-14.

$$\text{Logo, a } F_{M-14} = 2,67\text{E-04} \times 6,33\text{E-07} \times 0,208 = 3,52\text{E-11/ano}$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para o cenário M-25 e A-16.

C.19. Frequência do Cenário Acidental M-26

Para este cenário, a frequência pode ser calculada como a soma das frequências calculadas dos cenários M-24 e M-25.

$$\text{Logo, a } F_{M-14} = 16,9\text{E-11} + 3,52\text{E-11} = 20,42\text{E-11/ano.}$$

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para o cenário A-17.

C.20. Frequência do Cenário Acidental A-1

O cálculo da frequência deste cenário é similar ao do M-1, com a diferença da quantidade de equipamentos utilizados para a operação, que neste caso não usará mangueira e o número de válvulas, flanges e gaxetas são 2, 4 e 4, respectivamente. Portanto, a $P_f = 2,64\text{E-05}$.

$$\text{Daí, a } F_{A-1} = 2,67\text{E-04} \times 2,64\text{E-05} \times 0,792 = 5,58\text{E-09/ano.}$$

C.21. Frequência do Cenário Acidental A-7

Como a colisão de veículos em baixa velocidade normalmente ocorre por falha humana, para este cenário poderá ser considerado que ambos os veículos estejam se deslocando. Portanto, a P_h será o produto das falhas geradas pelos dois motoristas. No entanto, na pior hipótese, ou seja, para que o cenário acidental possua uma frequência maior, será calculada a P_h somente para a falha humana do motorista do veículo pesado.

Logo, a P_h pode ser calculada com os seguintes fatores: $K_1 = 0,1$, $K_2 = 1,0$, $K_3 = 1$, $K_4 = 1$ e $K_5 = 1$.

Logo, a $F_{A-7} = 2,67E-04 \times (0,1) \times (1) \times (1) \times (1) \times (1) = 2,67E-05$.

O cálculo da frequência deste cenário será o mesmo para o cenário A-8

C.22. Frequência do Cenário Acidental A-9

Pela ausência de dados, como o valor da pressão nominal da rede de ar comprimido, energia liberada pela explosão, velocidade e massa do fragmento que atingirá a mangueira durante a operação de remoção de rejeito líquido, aliado que, para a ocorrência do cenário, o fragmento deva atingir a ampola, provocando sua ruptura, a frequência para este cenário só poderá ser calculada por estimativa. Portanto, para este trabalho, considera-se razoável considerar que a frequência para este cenário será **Praticamente Improvável**.

C.23. Frequência do Cenário Acidental A-12

Para efeitos de cálculo para este cenário, basta acrescentar o fator de evaporação da poça radioativa à frequência do cenário A-11.

$F_{A-12} = (0,01) \times (0,5) \times (0,5) \times (1) \times (0,1) \times 2,67E-04 \times 0,208 = 13,88E-09/\text{ano}$.

C.24. Frequência do Cenário Acidental A-14

Para efeitos de cálculo para este cenário, basta acrescentar o fator de evaporação da poça radioativa à frequência do cenário A-13.

$F_{A-14} = 2,67E-04 \times 6,33E-07 \times 0,208 = 35,15E-12/\text{ano}$.