



Universidade Federal
do Rio de Janeiro
Escola Politécnica

METODOLOGIA PARA A DETERMINAÇÃO DE FREQUÊNCIA DE
DEGRADAÇÃO DO NÚCLEO DE UMA INSTALAÇÃO PROPULSORA NUCLEAR
DE UM SUBMARINO

Thiago Padilha da Silva

Projeto de Graduação apresentado ao Curso de Engenharia Nuclear da Escola Politécnica, Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Engenheiro.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e
Melo

Rio de Janeiro
Fevereiro de 2015

METODOLOGIA PARA A DETERMINAÇÃO DE FREQUÊNCIA DE
DEGRADAÇÃO DO NÚCLEO DE UMA INSTALAÇÃO PROPULSORA NUCLEAR
DE UM SUBMARINO

Thiago Padilha da Silva

PROJETO DE GRADUAÇÃO SUBMETIDO AO CORPO DOCENTE DO
CURSO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA ESCOLA POLITÉCNICA DA
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE
ENGENHEIRO NUCLEAR.

Examinado por:

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Prof. Carlos André Vaz Júnior

Dr. Marco Antonio Bayout Alvarenga

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL
FEVEREIRO de 2015

Da Silva, Thiago Padilha

Metodologia para a Determinação da Frequência de Degradação do Núcleo de uma Instalação Propulsora Nuclear de um Submarino / Thiago Padilha da Silva – Rio de Janeiro: UFRJ/ESCOLA POLITÉCNICA, 2015.

IX, 22 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Projeto de Graduação – UFRJ/POLI/ Engenharia Nuclear, 2015.

Referencias Bibliográficas: p.

1. Análise de Segurança. 2. Submarino com Propulsão Nuclear 3. Análise Probabilística de Segurança. 4. Metodologia. I. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, Escola Politécnica, Curso de Engenharia Nuclear. III. Metodologia para Aplicação da Análise Probabilística de Segurança a Instalação Propulsora Nuclear de um Submarino com Propulsão Nuclear

*Se eu fui capaz de ver mais longe é porque estava de pé nos ombros de gigantes -
(Isaac Newton)*

Agradecimentos

A todos da minha família que sempre acreditaram e me apoiaram independente das dificuldades.

Ao meu orientador, prof. Paulo Fernando Frutuoso, que me incentivou a perseguir um sonho, teve paciência e me ensinou lições não só dentro de sala de aula, mas também para a vida.

A todos os professores e funcionários do Departamento de Engenharia Nuclear que viabilizaram meu aprendizado com toda a paixão

A minha companheira, Anna Carolina Predes, que me apoio durante todo o período da graduação.

Aos meus amigos de turma que ao longo do curso sempre me suportaram e me impulsionaram para finalizar as disciplinas.

Resumo do Projeto de Graduação apresentado à Escola Politécnica/ UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Engenheiro Nuclear.

METODOLOGIA PARA A DETERMINAÇÃO DE FREQUÊNCIA DE
DEGRADAÇÃO DO NÚCLEO DE UMA INSTALAÇÃO PROPULSORA NUCLEAR
DE UM SUBMARINO

Thiago Padilha da Silva

Fevereiro/2015

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Curso: Engenharia Nuclear

Este projeto aborda uma metodologia para determinar a frequência de degradação do núcleo de uma Instalação Propulsora Nuclear de um submarino nuclear com isso utilizou-se da ampla literatura acerca da Análise Probabilística de Segurança para as Plantas de Potência de Civil para desenvolver uma metodologia que possa ser aplicada para o escopo do problema.

Inicialmente, são apresentados conceitos básicos do projeto e da operação do Submarino com Propulsão Nuclear que poderão afetar o panorama da análise criando novos obstáculos para a quantificação da probabilidade de dano ao núcleo e adicionando eventos próprios que não foram considerados no estudo de um reator em terra, como por exemplo, as usinas do complexo de Angra.

Na parte principal dessa pesquisa é proposta uma metodologia para realizar a Análise Probabilística de Segurança Nível 1 que deve ser capaz de identificar os eventos iniciadores, modelar as sequências de acidentes, modelar o comportamento dos sistemas e analisar os modos de falha. A APS Nível 1 tem como resultado apresentar as frequências de dano ao núcleo.

Abstract of Undergraduate Project presented to POLI/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Nuclear Engineer.

METHODOLOGY TO DETERMINATE THE FREQUENCY OF DEGRADATION
OF THE CORE WITHIN A NUCLEAR PROPULSION PLANT OF A SUBMARINE

Thiago Padilha da Silva

Fevereiro/2015

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Course: Nuclear Engineering

This project discusses a methodology to determinate the frequency of core degradation of a Nuclear Propulsion Plant of a nuclear submarine. The extensive literature on probabilistic safety analysis for civil power plants has been used in order to develop a methodology that can be applied for the scope of the problem.

Initially, basic concepts and designs of the nuclear propulsion submarine has been discussed that may affect the analysis' view creating new obstacles to quantify the probability of core damage and adding on events that were not considered in the studies for reactors on land, for example to Angra's power plants.

A methodology to perform the Level 1 Probabilistic Safety Analysis is proposed and it should be able to identify the initiating events, model the sequence of accidents, and thus modeling the behavior of the systems and analyze the failure modes. The main result of a Level 1 PSA is the frequency of core damage.

Conteúdo

<i>1 INTRODUÇÃO</i>	<i>1</i>
<i>2 ORGANIZAÇÃO E CONCEITOS BÁSICOS</i>	<i>4</i>
<i>3 CONCEITOS BÁSICOS DA INSTALAÇÃO PROPULSORA NUCLEAR</i>	<i>7</i>
<i>4 ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA NÍVEL 1</i>	<i>10</i>
4.1 AQUISIÇÃO DE DADOS	10
4.2 EVENTOS INICIADORES	11
4.3 ANÁLISE DE SEQUÊNCIAS DE ACIDENTES	14
4.4 ANÁLISE DE SISTEMAS	16
4.5 ANÁLISE DE FALHAS DEPENDENTES, ERRO HUMANO E DE CAUSA COMUM	17
4.6 RESULTADOS ESPERADOS DA APS NÍVEL 1	20
<i>5 CONCLUSÃO</i>	<i>21</i>
Referências.....	22

Lista de Figuras

Figura 1 - USS Nautilus (SSN-571) Primeiro Submarino a Propulsão Nuclear [18].	1
Figura 2- Quadro geral de análise de uma APS Nível 1 [7]	6
Figura 3 - Circuito Primário da Instalação Propulsora Nuclear de um Submarino Propulsão Nuclear [1].....	8
Figura 4 - Árvore de Eventos Simplificada para um Grande LOCA [2].....	15
Figura 5 - Exemplo de árvore de falha simplificada para perda de energia elétrica [2].....	16

Lista de Tabelas

Tabela 1- Transientes Normais de Operação [1]	13
Tabela 2- Valores de multiplicadores típicos da SPAR-H [6].....	19

Lista de Siglas

USS – *United States Submarine*
PWR – *Pressurized Water Reactor*
CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear
FSAR – *Final Safety Analysis Report*
APS - Análise Probabilística de Segurança
IPN – Instalação Propulsora Nuclear
PPC – Planta de Potência Civil
BWR – *Boiling Water Reactor*
EI – Evento Iniciador
LOCA – *Loss of Coolant Accident*
SPAR- H – *Standardized Plant Analysis Risk HRA*

1 INTRODUÇÃO

O projeto do Submarino com Propulsão Nuclear está sendo desenvolvido pela Marinha do Brasil que, ao longo das últimas décadas, vem realizando estudos, desenvolvendo tecnologias e capacitando um corpo de funcionários capazes de construir e operar esse submarino. Esse empreendimento apresenta um desafio sem precedentes para a Marinha do Brasil e para todos nele envolvidos.

Em função deste projeto, surge o questionamento sobre a necessidade do mesmo para a população e para o País, que é respondido no decreto nº 6.703, de 18 de dezembro de 2008, que tem como título: Estratégia Nacional de Defesa. Neste decreto é posto que a Marinha do Brasil tem como prioridade “assegurar os meios de negar o uso do mar a qualquer concentração de forças inimigas que se aproximem do Brasil por via marítima” (2008, Ministério da Defesa). Com esse objetivo, a Marinha do Brasil tem que ter meios para dissuadir forças inimigas que adentrem o território marítimo brasileiro assegurado internacionalmente. O desenvolvimento dos Submarinos com Propulsão Nuclear é um componente chave para a Estratégia Nacional de Defesa pelas características de tempo de operação, quantidade de tempo que o submarino pode se manter submerso, dificuldade de detecção, e inclui o Brasil no grupo seletivo de países que detêm a complexa tecnologia para desenvolver o Submarino com Propulsão Nuclear. Abaixo, temos a Figura 1 que ilustra o USS Nautilus (SSN-571), construído em 1954, que foi o primeiro Submarino com Propulsão Nuclear operacional no mundo.[18]



Figura 1 - USS Nautilus (SSN-571) Primeiro Submarino a Propulsão Nuclear.[18]

O Submarino a Propulsão Nuclear é um submarino militar dotado de um reator nuclear que tem a finalidade de gerar energia termoelétrica para propulsão e atividades

internas do submarino; em geral é utilizado o reator do tipo PWR- *Pressurized Water Reactor*, presente em 95% das instalações previamente construídas [2]. Vale a pena ressaltar que o termo nuclear não implica o uso de um sistema de armamentos nucleares.

Sendo um projeto que tem caráter nuclear, o processo de licenciamento nuclear da instalação deve ser realizado pelo órgão regulador responsável, que no Brasil é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), cuja missão é regular, licenciar, autorizar, controlar e fiscalizar as atividades relacionadas à energia nuclear. Porém, de acordo com a norma CNEN NE 1.04 – Licenciamento de Instalações Nucleares item 1.2.1.1, do processo de licenciamento “excluem-se aquelas atividades relacionadas com reatores nucleares utilizados como fonte de energia em meio de transporte, tanto para propulsão como para outros fins”. Portanto, de acordo com este item de norma, o processo de licenciamento do Submarino com Propulsão Nuclear não deveria seguir o padrão utilizado para as usinas nucleares de Angra ou ainda não existem as normas necessárias para comportar o processo de licenciamento do submarino.

O processo de licenciamento para o Submarino com Propulsão Nuclear ainda está em definição entre a Marinha do Brasil e a CNEN, mas, possivelmente, os passos para o licenciamento e os relatórios a serem exigidos para o aval positivo do projeto da Instalação Propulsora Nuclear serão os mesmos, ou bastante semelhantes, aos exigidos para as plantas de potência civil.[1][11]

A Análise Probabilística de Segurança (APS) está firmada e tem um papel fundamental na cultura de segurança da indústria nuclear no mundo inteiro. E ganhou mais força e atenção com o Acidente de Fukushima devido à característica probabilística dos eventos iniciadores que causaram o acidente.

O método da APS foi desenvolvido no relatório WASH-1400 (NUREG 75/014) [2], e é até hoje uma referência mundial para a análise de acidentes de baixa probabilidade. O que tornou esse relatório importante foi a introdução de um método quantitativo probabilístico para estudar o comportamento da planta como um todo.

A APS tem que ser realizada de forma que possa assegurar que um sistema analisado terá confiança para cumprir os seus objetivos de segurança e demonstrar que o projeto escolhido consegue manter a segurança mesmo frente a desvios dos sistemas sem aumentar o risco total de formas exagerada. A APS é considerada uma ferramenta importante para garantir a segurança da planta em relação aos potenciais eventos iniciadores que podem ser causados por falhas de componentes e erros humanos, influenciados tanto por fatores internos quanto externos.

De acordo com práticas internacionais de segurança, encontradas nas referências [2] e [9], a APS é dividida metodologicamente em três níveis que são:

- Nível 1, o projeto e a operação da planta são analisados com a finalidade de identificar sequências de eventos que possam causar dano ao núcleo e a frequência de dano no núcleo poderá ser calculada;
- Nível 2, progressão cronológica do evento que foi calculado no Nível 1 e modelos de falha da contenção com a possibilidade de liberação de radioisótopos;
- Nível 3, quantifica o risco para a saúde do público e os impactos socioambientais da liberação radiativa.

As APS Nível 1, Nível 2 e Nível 3 são análises sequenciais onde os resultados de cada análise normalmente serve como base para a APS do próximo nível.

Este trabalho tem como intuito usar documentos de acesso livre para postular uma metodologia simplificada e eficaz para a implantação da APS Nível 1 para a Instalação Propulsora Nuclear de um Submarino com Propulsão Nuclear.

Além disso, esse trabalho surgiu com o interesse de familiarização com a Cultura de Segurança do Submarino com Propulsão Nuclear, entendimento dos seus sistemas e processos que se mostram ser até mais complexos que os de Plantas Nucleares Civis. Portanto, a realização da APS será um item necessário para o licenciamento dessa instalação nunca antes licenciada e produzida no Brasil.

2 ORGANIZAÇÃO E CONCEITOS BÁSICOS

Este Capítulo tem como finalidade mostrar a organização do conteúdo presente no texto e apresentar conceitos básicos necessários para o melhor entendimento dos capítulos seguintes.

Primeiramente, como explicado no Anexo A da ref. [2], a Instalação Propulsora Nuclear (IPN) consiste dos componentes presentes no circuito primário, circuito secundário e os trens de segurança que auxiliam o funcionamento em estado normal ou em acidentes.

A APS normalmente é realizada por um grupo envolvido no projeto da planta, na operação da planta ou o órgão regulador. Para ilustrar, como exemplo, se a Usina de Angra 3 realizasse uma APS as opções mais normais seriam a Areva (projetista da usina), Eletronuclear (operadora) ou a CNEN (regulador). Porém, a APS também pode ser realizada por consultores, instituições de pesquisa, universidades ou uma combinação destes. De qualquer forma, é importante a participação da organização operadora que funcionará como fonte de conhecimento operacional e será beneficiada com os resultados obtidos na análise.[2]

A equipe que realizará a APS, independente do nível da análise, tem que contribuir para o grupo com experiência técnica sendo necessário o conhecimento da planta e conhecimento das técnicas da APS. A profundidade do conhecimento pode variar, mas a participação do projetista da planta e/ou operadora deve ser previsto e apoiado. Caso seja a primeira vez que uma equipe realize uma APS, deve ser providenciado um treinamento específico para a acumulação de conhecimento de modo que a execução da análise seja bem sucedida.

A metodologia que deverá ser aplicada neste trabalho para uma APS da IPN é baseada em referências bibliográficas públicas internacionais no estudo de APS em Plantas de Potência Civis (PPC). Mas, devemos levar em consideração as características específicas que serão listadas e explicadas no Capítulo 3 – Conceitos Básicos de Plantas Nucleares Navais, as quais são primordiais para o escopo da análise. Por exemplo, o IPN tem um maior número de transientes durante a sua vida útil, respostas a eventos iniciadores mais dependentes do operador, menor número de trens de redundância, entre outros.

A partir do Cap. 4 – Análise Probabilística de Segurança Nível 1, serão utilizados as referências [3] e [7] especializadas na aplicação da APS Nível 1, onde são

apresentadas orientações bem fundamentadas e diretrizes bem definidas que são relativamente fáceis de ser reproduzidas para uma instalação foco.

Na ref. [3] é descrita a metodologia desenvolvida no Programa Quantitativo de Sequência de Acidentes para estimar a frequência de danos ao núcleo de quatro plantas (duas do tipo BWR e duas do tipo PWR). O texto explica que a metodologia utilizada proporciona uma abordagem mais específica nas áreas mais importantes e técnicas mais simplificadas em outras. Além disso, essa metodologia utiliza técnicas analíticas razoáveis, suposições aceitáveis e modelos bem aproximados.

A ref. [7] é um guia de segurança que mostra características técnicas de uma APS Nível 1 e as aplicações em PPC com base em boas práticas internacionalmente reconhecidas. O escopo de uma APS Nível 1 inclui todas as condições de operação da planta, isto é, potência nominal, baixa potência e parada, e todos os potenciais eventos iniciadores e perigos, que são: eventos iniciadores causados por falha aleatória de componentes e erro humano, perigos como incêndio e inundação e também eventos externos tanto catástrofes naturais (terremoto, maremotos, etc), quanto induzidos pelo ser humano (colisão de aeronave, acidente em instalações industriais próximas).

Com o apoio dessas referências, seguiremos a sequência lógica de realização da APS Nível 1 e explicaremos a metodologia para determinar as seguintes entradas: Aquisição de dados, Identificação de Eventos Iniciadores, Análise de Sequência de Acidentes, Análise dos Sistemas, Análise de Falhas Dependentes, Falhas de Causa Comum e Análise de Falha Humana, como mostrado na Figura 2 adaptada da ref. [7]:

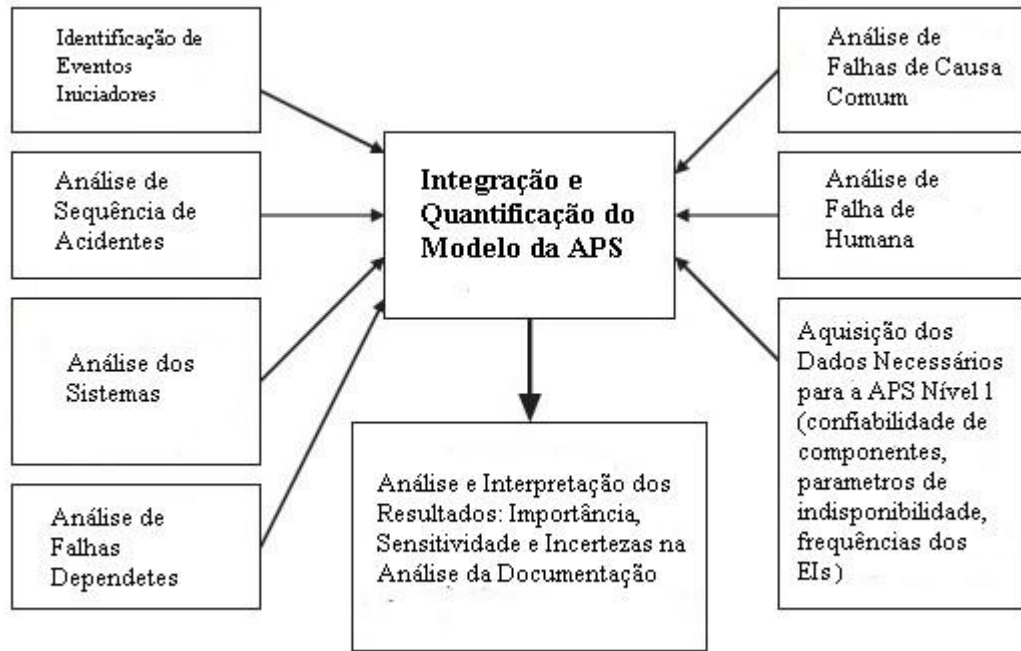


Figura 2 - Quadro Geral de análise de uma APS Nível 1 [7]

Nesse capítulo serão explicadas técnicas utilizadas para a avaliação de risco. E a aplicação dessas técnicas pode significar melhoria no custo e eficiência dos esforços subsequentes de melhoria de segurança e esforços para licenciamento.

3 CONCEITOS BÁSICOS DA INSTALAÇÃO PROPULSORA NUCLEAR

Este capítulo tem como finalidade apontar as peculiaridades da Instalação Propulsora Nuclear e as características dos principais sistemas. E mostrar as diferenças das Plantas de Potência Civil, por exemplo, as usinas de Angra 1 e Angra 2.

Como dito no Capítulo 1, o reator escolhido para o Submarino a Propulsão Naval é o PWR que tem certas características marcantes, que o diferenciam de outros modelos de reator, que como o nome mesmo diz é um Reator a Água Pressurizada, isto é, dentro de todo o circuito primário a água permanece em estado líquido a alta pressão (~140 bar) e temperatura média (~270 °C). E produz energia através da fissão de U-235 que libera nêutrons numa ampla faixa energética e usa água leve como moderador, que reduz a energia cinética dos nêutrons rápidos transformando-os em nêutrons térmicos os quais são capazes de sustentar a reação do U-235, e refrigerante, que tem como função remover calor do núcleo do reator. O reator naval possui características típicas que são: potência térmica 50 – 100 MWt; combustível cerâmico UO_2 tendo forma de placa ou cilíndrica com enriquecimento de <20% de U-235 em peso de urânio e revestido em vareta cilíndrica ou em placas de aço inoxidável ou liga de zircônio. Comparando com reator PWR de Angra 1, retirado da ref.[17], mostra que a potência térmica do reator é de 1876 MWt com enriquecimento inicial do combustível de 2,6% e enriquecimento no recarregamento de 4,0%.

É claro que as dimensões dos reatores são bastante diferentes em relação à escala, porém mostram que existem variações de projeto que serão fundamentais para este Capítulo e o trabalho como um todo.

A seguir apresentaremos as diferenças na contenção dos circuitos primário e secundário que, no caso da IPN, tem características de ser um compartimento que comporta o reator (primário), tem estrutura metálica isolada limitada pelo diâmetro da quilha e o circuito secundário se encontra adjacente e é limitado pela pressão limite da quilha; já na PPC, o circuito primário fica dentro de uma estrutura grande de concreto que permite um aumento de pressão significativo nesse compartimento e o circuito secundário fica em prédios auxiliares que não compartilham a mesma atmosfera do prédio de contenção principal. E o efeito na APS é que, no caso do submarino, as liberações de produtos de fissão podem ‘bypassar’ alguns compartimentos. Abaixo temos a Figura 3 que mostra a disposição padrão do circuito primário de um reator PWR instalado num submarino [1].

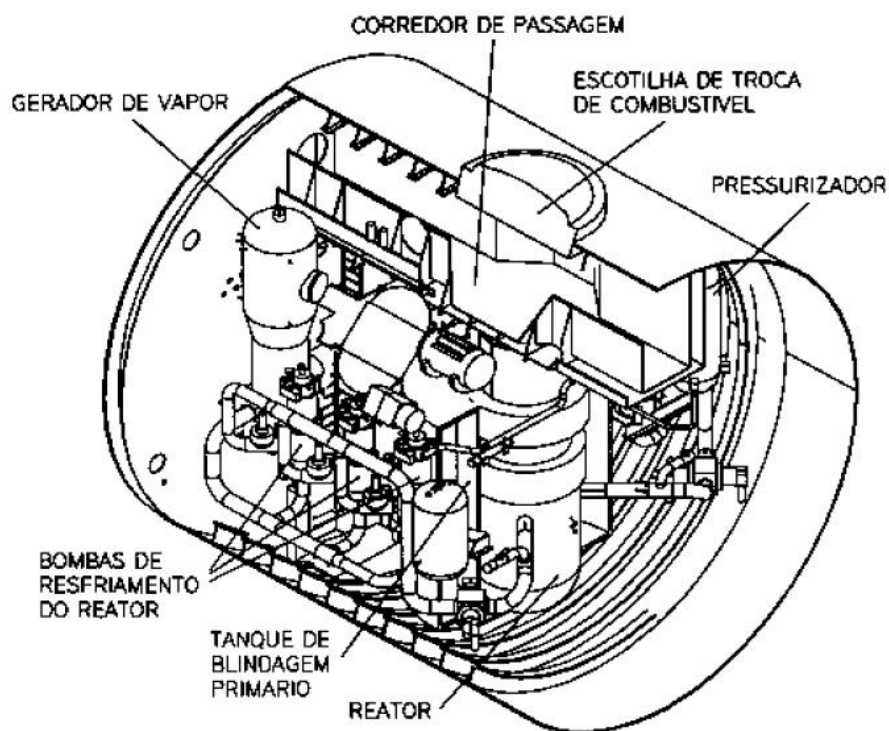


Figura 3 - Circuito Primário da Instalação Propulsora Nuclear de um Submarino Propulsão Nuclear [1]

Uma característica em relação à qual essas duas plantas diferem totalmente é que estamos comparando a operação a potência onde a IPN tem uma margem de potência bastante ampla em patrulha com frequentes mudanças de nível de potência para adaptar a sua necessidade de desempenho, porém na PPC são esperados e desejados longos períodos de potência estacionária nominal, gerando assim, numa futura APS, a necessidade de modelar ações do operador associadas a frequentes mudanças de potência, portanto temos alta movimentação de barras controle.

A manutenção da potência na PPC leva em consideração que a segurança nuclear é sempre uma prioridade maior que continuar a geração de energia, porém na IPN a tomada de decisão se mostra bem mais complicada. A segurança nuclear é levada em consideração como feito na PPC, só que é necessário considerar a continuidade da propulsão para garantir a segurança do submarino como um todo. Portanto, as ações realizadas pelo operador serão mais complexas em cenários de acidente e deverão ser modeladas na APS.

As respostas a eventos iniciadores (EI), nessas duas plantas, são totalmente diferentes quando se relaciona o tempo de ação do operador com a introdução de respostas automáticas do sistema. Por exemplo, nas PPC os sistemas de segurança são,

na sua maioria, automáticos e geralmente não precisam de uma ação do operador nos estágios iniciais do EI, onde os sistemas de segurança estão trabalhando para retificar os possíveis desvios dentro dos critérios de operação; no entanto, quando tomamos a visão da IPN as respostas são muito menos automáticas para os EI, tendo como virtude manter a manutenção da potência e flexibilidade da operação de que o submarino precisa. Esse comportamento afeta a APS de forma que deve se atentar para a modelagem de atuação do operador e do desenvolvimento do possível acidente.

Pelo fato do submarino ser um meio móvel, tendo a possibilidade de atracar em alguns portos, e se locomover perto da costa ou em alto-mar, diferentemente da PPC, que é construída fixa em terra dentro de um sítio escolhido através de inúmeros pré-requisitos, tende-se a escolher o melhor lugar possível. O impacto na APS é que todos os perigos externos são dependentes do local atual; quando não se está no mesmo lugar, as variações de clima e localidade são muito grandes e o comportamento de possíveis liberações de produtos de fissão se torna ainda mais complexo.

No que diz respeito aos sistemas de redundância da planta, é evidente que na IPN existirá um menor número de trens de redundância, porque todos os sistemas têm que estar dentro do espaço físico do submarino e não podem afetar de forma prejudicial o objetivo de um submarino: a locomoção. Já nas PPC, normalmente têm-se vários trens de redundância para um mesmo sistema específico, o que possibilita a realização de manutenção enquanto o reator está operando, sendo limitado apenas por fatores econômicos de projeto.

4 ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA NÍVEL 1

A realização da APS Nível 1 para instalações nucleares é reconhecida internacionalmente como boa prática de segurança. Como dito anteriormente, o escopo da APS Nível 1 inclui todas as condições de operação da planta, todos os potenciais eventos iniciadores e possíveis perigos. Na APS Nível 1, a frequência de dano ao núcleo é a medida de risco mais comum e valores desse risco servem como orientação para objetivos da análise probabilística e critérios de operação.

A metodologia que será explicada a seguir tem que ser capaz de modelar sequências de falhas que possam ocorrer iniciadas por um evento iniciador e ter a capacidade de identificar as falhas de sistemas de segurança, trens de suporte e erros humanos que acarretariam dano ao núcleo.

4.1 AQUISIÇÃO DE DADOS

A aquisição de dados para realizar a APS Nível 1 passa por dois grupos principais de dados: a familiarização da planta e coleta de informação.

Uma quantidade de informações necessárias deve ser transmitida para a equipe de especialistas para que seja possível a familiarização com o projeto da planta e modos de operação, incluindo procedimentos de emergência e procedimentos de manutenção. O segundo grupo é uma base de dados representada principalmente por taxas de falhas típicas e faixas de incertezas em relação à confiabilidade dos componentes. É preferível a utilização do histórico de operação da planta para identificar se algum componente teve comportamento diferente do estipulado pelo fabricante. Práticas de manutenção/testes deverão ser examinadas para determinar os períodos de indisponibilidade de cada sistema. Os dados mais comumente usados como base da APS Nível 1 são:

- *Preliminar Safety Analysis Report (PSAR)* ou *Final Safety Analysis Report (FSAR)*;
- Descrição dos sistemas;
- Diagramas de instrumentação, tubulação, linhas elétricas (incluindo o trem de proteção de sistema elétrico);
- Procedimentos normais de operação, emergência, testes e manutenção;

- Experiência operacional da planta (caso esteja em funcionamento) ou de plantas similares;
- Exigências do Órgão Regulador.

Dependendo do escopo da APS, mais informações podem ser necessárias, por exemplo, o *layout* da planta será exigido para o estudo específico de eventos externos.

4.2 EVENTOS INICIADORES

Na APS Nível 1 é preciso estudar os eventos iniciadores (EI) possibilitando a identificação de perigos da planta. Dentro do estudo de acidentes, é de suma importância identificar e conhecer o causador de um dado cenário inicial para conseguir combatê-lo de forma mais eficiente e tomar as medidas de segurança cabíveis.

Els são eventos que podem levar diretamente a dano ao núcleo ou desafiam a operação normal da usina e que necessitam mitigação apropriada usando sistemas de segurança para evitar danos ao núcleo.

E para isso, teremos que classificar e dividir as causas de perigo de acordo com a sua localidade/origem. Primeiramente, iremos identificar a origem dos perigos de uma planta do Submarino com Propulsão Nuclear, portanto dividiremos nesse formato:

1. Perigos da Planta
2. Perigos Internos
3. Perigos Externos

Os Perigos da Planta são caracterizados como os que são originados dentro dos circuitos primário e secundário do reator naval, dentro desses perigos temos acidentes conhecidos e estudados pelas centrais nucleares de geração de energia como o acidente de perda de refrigerante (LOCA), acidente de ruptura de linha de vapor, perda de remoção de calor, perda do fluxo, perda de energia elétrica, perda da pressão de controle e acidentes de movimentação de barra de controle.

Os Perigos Internos são caracterizados como aqueles que são originados dentro da quilha do submarino, excluindo obviamente os perigos já atendidos pela divisão anterior, e a literatura/levantamentos de dados nos mostra que o maior perigo interno é a possibilidade de incêndio.

Os Perigos Externos são caracterizados como aqueles que são originados fora da quilha do submarino como colisões e descarregamentos externos causadas na quilha.

Para instalações nucleares os perigos mais importantes são de natureza conhecida, temos principalmente o descontrole da reação em cadeia para a planta em si e fusão do combustível no núcleo no caso do reator em todas as suas fases (operação normal, transientes, ligamento/desligamento e recarga).[1]

No escopo de uma APS Nível 1, a frequência de dano ao núcleo é a mais comum medida de risco desde que esta metodologia foi estabelecida, e valores numéricos desse risco servem como orientação para objetivos da análise probabilística e critérios de operação. Neste trabalho, o foco da APS é a identificação dos EIs na IPN que se restringem aos Perigos da Planta.

Para os Perigos da Planta temos dois grupos de EI predominantes que oferecem perigo à integridade da planta, que são:

1. Transientes;
2. Acidentes com Perda de Refrigerante (LOCAs)

De acordo com o glossário *online* da *United States Nuclear Regulatory Commission* (U.S.NRC), transientes são definidos como uma mudança na temperatura, pressão, ou os dois no sistema de refrigeração do reator atribuídos à variação da potência do reator. Esses transientes podem ser causados por adição/remoção de absorvedores de nêutrons, aumento/diminuição da geração de energia na turbina ou condições de acidentes [18].

No grupo dos Transientes a APS Nível 1 deve considerar a ocorrência de uma gama vasta de transientes. Como dito anteriormente, o reator do Submarino com Propulsão Nuclear, por natureza, apresenta uma quantidade alta de transientes normais de operação. A seguir, temos uma tabela retirada da ref. [1] que mostra o comportamento dos transientes normais de operação para ressaltar a importância do tratamento dos transientes no estudo da APS Nível 1 para IPN. Tipicamente, para reatores PWR, em PPC, pela característica de funcionamento a frequência de transientes normais de operação é 1,2/ano [5].

TRANSIENTES NORMAIS	OCORRÊNCIAS EM 30 ANOS
Aquecimento/resfriamento a taxa de 60 C ^o /hora até a condição de Desligado a Quente	550(cada)
Aumentos e decréscimos de potência em degraus de 15% da potência nominal de propulsão.	16.000(cada)
Decréscimos de potência em degraus de 100 % da potência nominal de propulsão, com uso de desvio de vapor para o condensador	270
Aumentos de potência de 0 a 100 % da potência nominal de propulsão em 60 segundos	2.000
Decréscimos de potência de 100 a 0 % da potência nominal de propulsão em 30 segundos, sem uso do desvio de vapor (<i>steam dump</i>)	2.000
Aumentos de potência de desligado a quente até a condição de automático	980
Decréscimos de potência da condição de automático até a condição de desligado a quente	550
Flutuações em regime estacionário com amplitudes inferiores a 2 %	Infinitas
Movimentos do navio no mar na condição de submerso	Infinitas
Aumentos e decréscimos na potência auxiliar em degraus de 10% (da potência auxiliar nominal)	Infinitas
Mergulho até a cota máxima de operação	1.500

Tabela 1- Transientes Normais de Operação [1]

Portanto, a identificação de todos os transientes que podem ocorrer na IPN é fundamental para o estudo dos EI da planta. Para a análise é importante determinar quais são os transientes que contribuem mais para frequência de dano ao núcleo e quais são as formas de controle e mitigação desses eventos.

Um *Loss of Coolant Accident* (LOCA), ou Acidente de Perda de Refrigerante, é o resultado de uma ruptura ocorrida na tubulação do sistema de refrigeração do reator ou nas interfaces com outros sistemas comprometendo assim a operação normal da instalação nuclear. Os LOCAs são divididos em duas categorias, dependendo do diâmetro equivalente de ruptura, grande LOCA (>6'') e pequeno LOCA (entre ½'' e 6'').[1]

O grupo de LOCAs identificados deve incluir todas as localidades e tamanhos de possíveis rupturas nas tubulações que acarretariam a perda de refrigerante no circuito primário. As possíveis rupturas devem ser identificadas com base nos dados adquiridos

e atentando aos valores de taxa de falha de válvulas. Os acidentes também devem ser categorizados e agrupados de acordo com o critério de sucesso dos sistemas de segurança, cuja operação é vital para a prevenção de degradação do núcleo. A frequência da ocorrência de um LOCA é associada diretamente à confiabilidade dos componentes, à progressão de trincas da tubulação, do programa de manutenção preventiva e corretiva ao longo da vida útil de operação da planta, dentre outras causas [7].

Uma técnica utilizada para avaliar os modos de falha principalmente em componentes é a *Failure Modes and Effects Analysis* (FMEA) que tabula modos de falha de equipamentos e seus efeitos no sistema. Os modos de falha descrevem como o equipamento falha (aberto, fechado, ligado, desligado, entre outros) e os efeitos de falha são determinados pelas respostas do sistema à falha do componente. A técnica necessita das listas dos equipamentos (taxas de falha/disponibilidade) e arranjo físico. O tempo de processamento e poder computacional necessário dependem do tamanho do sistema e da quantidade de componentes presentes [13].

Então, a documentação gerada nessa parte da APS Nível 1 tem que conter a lista de todos os eventos iniciadores que foram identificados e a descrição de cada evento e qual método usado para identificá-lo.

4.3 ANÁLISE DE SEQUÊNCIAS DE ACIDENTES

O próximo passo da metodologia é determinar a resposta da planta a cada EI identificado no passo anterior e a resposta dos sistemas de segurança para prevenir degradação do núcleo. Todos os eventos identificados irão ser relacionados ao sucesso ou falha dos sistemas de segurança e ações dos operadores. O estado final dessa análise é determinar a probabilidade de todos os possíveis resultados dado um EI que dependendo do seu critério de segurança corresponderá a um estado seguro, onde todas as funções de segurança agiram da forma planejada, em degradação total/parcial do núcleo do reator.

Precisa ser definido o critério de sucesso para se poder definir o quanto o núcleo foi danificado baseado nas probabilidades de degradação do núcleo. Normalmente, em reatores do tipo PWR, esse dano é estimado por dois fatores, temperatura de fusão do revestimento do elemento combustível e o tempo que o elemento combustível fica exposto a essa temperatura sem refrigeração apropriada. Portanto, poderá ser estimado o grau de dano.

A modelagem das sequências de acidentes é normalmente feita através de uma árvore de eventos, que é uma técnica capaz de modelar o sucesso ou falha dos sistemas de segurança, sistema de suporte e ações humanas [7]. Essa técnica é adequada para analisar sequências complexas que contêm diversas camadas de sistemas de segurança e procedimentos de emergência para responder a um específico EI. O resultado da árvore modela o sucesso dos sistemas de segurança e suas falhas (dano ao núcleo) e, além disso, mostra à equipe de analistas os pontos fracos e potenciais melhorias no projeto, podendo realizar um processo de otimização do sistema estudado. O tempo e custo de uma análise através de árvores de eventos depende do número e complexidade dos EIs e funções de segurança introduzidas na análise. A figura abaixo, adaptada da ref.[2], apresenta um exemplo básico de uma árvore de eventos que representa uma possível sequência para um LOCA.

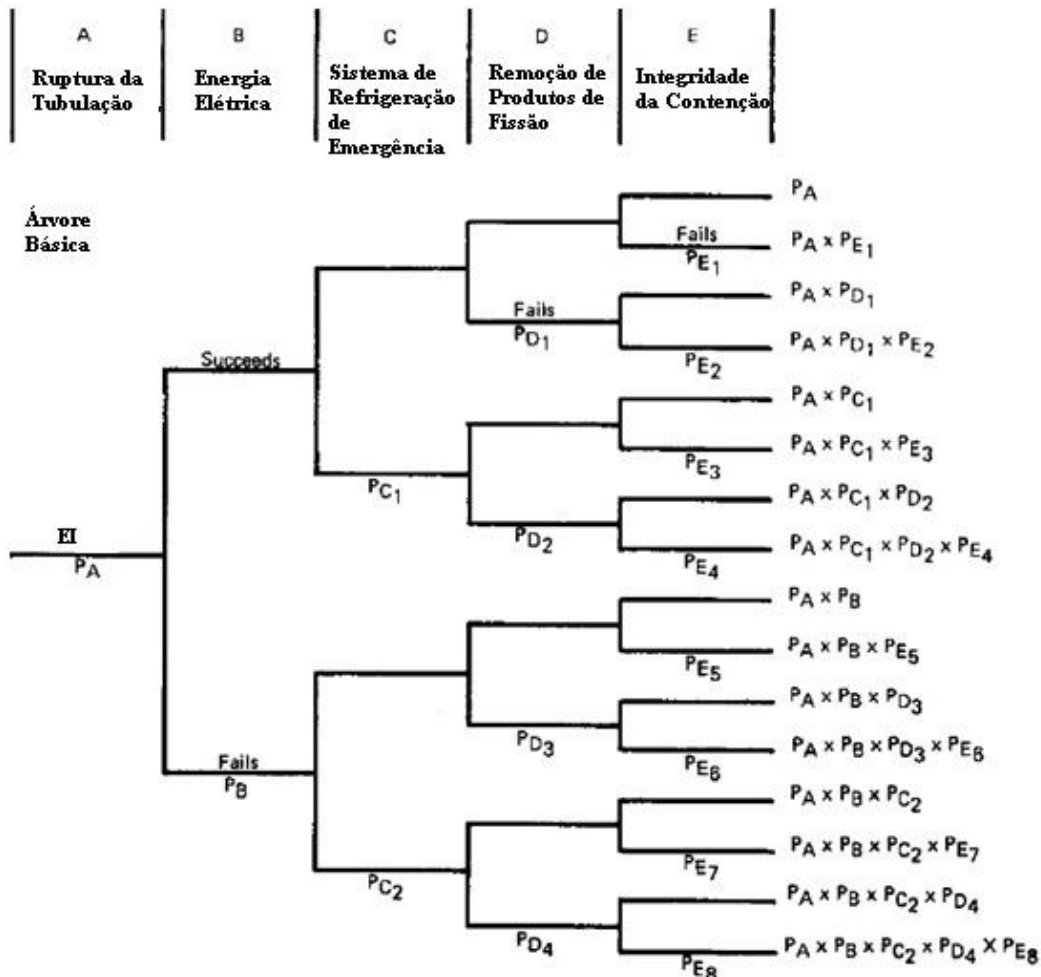


Figura 4 - Árvore de Eventos Simplificada para um Grande LOCA [2]

É fundamental que a documentação da APS Nível 1 apresente as Árvore de Eventos que foram elaboradas, explicando como o acidente progrediu de forma lógica,

já que apenas a árvore em si não demonstra o processo que a equipe de analistas usou para construí-la.

4.4 ANÁLISE DE SISTEMAS

O próximo passo da APS Nível 1 é modelar falhas dos sistemas identificados na seção anterior. A recomendação nesse trabalho é usar árvores de falhas, onde o evento topo da árvore é um estado de falha de um sistema presente na árvore de eventos de um dado acidente [7]. A técnica permite estender a análise ao nível de eventos individuais, que incluem falhas de componentes, isto é, falhas de válvulas, tubulações, geradores diesel, entre outros, indisponibilidade dos componentes durante período de manutenção ou teste, falha de causa comum de componentes redundantes e falha de humanas. E utiliza-se de símbolos da lógica booleana (E, OU, etc) como portões que explicam o comportamento de componente, as interações entre eles, e a dependência de falha, como mostra a Figura 5, adaptada da ref.[2].

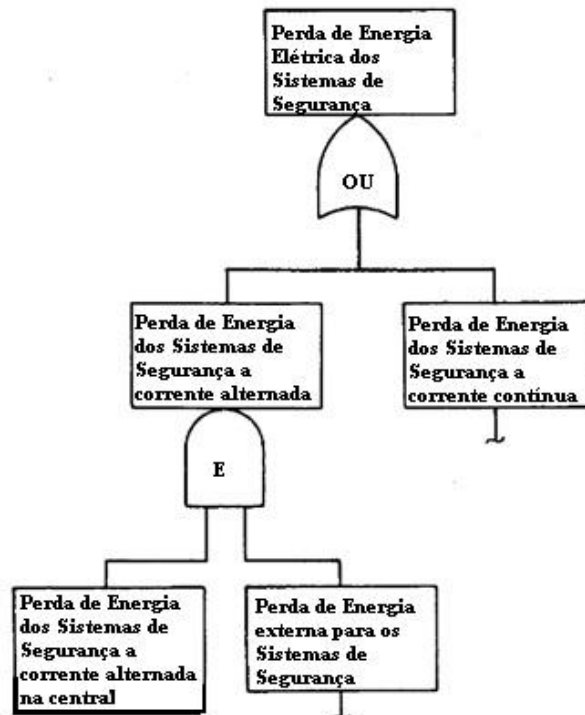


Figura 5 - Exemplo de árvore de falha simplificada para perda de energia elétrica [2]

As indisponibilidades dos componentes básicos devem ser definidas, por exemplo, pela indisponibilidade média e efeitos que essa indisponibilidade acarreta na

análise. O modelo da árvore de falha inclui componente cuja falha pode levar à falha do sistema diretamente.

Com os dados adquiridos nas fases anteriores do estudo, deve ser feita uma descrição funcional para cada um dos sistemas de segurança modelados para a APS Nível 1 para assegurar que existe uma base suficiente para o modelo lógico em desenvolvimento. Essa descrição deve incluir: função do sistema, modos de falha do sistema, interfaces com outros sistemas, identificação dos componentes que precisam manter/trocar posição durante a operação normal do sistema, se o componente é gerenciado computacional ou manualmente, as condições em que o componente recebe sinal, gerando um diagrama esquemático que disponibiliza essas informações de forma rápida e estruturada.

4.5 ANÁLISE DE FALHAS DEPENDENTES, ERRO HUMANO E DE CAUSA COMUM

A análise de falhas dependentes é essencial para a APS Nível 1, pois o tratamento de dependências nos modelos lógicos aplicados até agora pode ser um contribuinte predominante para a frequência de degradação do núcleo. Pode-se separar essas dependências em quatro tipos diferentes [7].

1. Dependência Funcional- inclui as dependências que são resultantes das condições da planta, onde a falha de um sistema pode afetar o funcionamento de outro. Por exemplo, falha de despressurização pode levar à indisponibilidade de injeção a baixa pressão; também são introduzidos nessa categoria sistemas que compartilham componentes;
2. Dependência Física/Espacial- um EI pode causar falha num equipamento do sistema de segurança que atinja sistemas adjacentes, como rompimento de tubulação, ejeção de algum módulo, ou falhas que causem mudança no ambiente do sistema (aumento de temperatura, umidade, etc);
3. Dependência na Interação Humana é causada por erros cometidos pelos funcionários da planta, que contribuem ou causam, um EI ou indisponibilidade/falha de um ou mais componentes do sistema de segurança, portanto o sistema não opera quando exigido. Por exemplo,

falhas em reparos/manutenções que não detectadas podem provocar indisponibilidade de um sistema de segurança;

4. Dependência de Causa Comum, mais conhecida como Falha de Causa Comum. Para a indústria nuclear, é considerada uma boa cultura de segurança a presença de trens redundantes para diminuir o risco total da planta e sua indisponibilidade. Normalmente, essas redundâncias têm estrutura física, equipamentos e rotinas de manutenção/teste bastante similares podendo criar uma dependência entre esses sistemas.

Uma revisão sistemática deve ser conduzida para identificar todas as possíveis dependências que possam surgir, causando indisponibilidade dos componentes dos sistemas de segurança ou a redução da sua confiabilidade para combater possíveis EIs.

As dependências do tipo 1 e 2 devem ser modeladas explicitamente no modelo de árvore de falhas já realizado. E é recomendado que todas as dependências desses grupos sejam tabulados para que possíveis revisores possam entender e verificar a construção da árvore de falhas.

Uma abordagem sistemática e estruturada deve ser adotada para a identificação de erros humanos, a incorporação desse efeito nas modelagens da planta (árvore de eventos e árvore de Falhas) como eventos de falha humana e a quantificação dessa falha, isto é, probabilidade de falha humana. As técnicas usadas para analisar os erros humanos vêm sendo melhoradas ao longo dos anos, existe uma gama muito vasta de técnicas disponíveis e o estado de arte dessa área ainda está evoluindo. O foco do estudo das dependências do tipo 3 é a geração das probabilidades de falha humana. Essa análise deve ser realizada em cooperação com o quadro de funcionários de operação e manutenção da planta para assegurar que a análise reflita as condições reais sobre cenários de operação normal e acidentais. Caso essa cooperação não seja possível, o analista deve ser capaz de fazer suposições e utilizar os dados de plantas similares.

A probabilidade de falha humana tem que ser capaz de transmitir os fatores que estão influenciando o desempenho do operador, incluindo nível de estresse, tempo disponível para desempenhar uma dada tarefa, a disponibilidade do procedimento operacional, quantidade de treino realizado e condições ambientais. É reconhecido que essa probabilidade é influenciada pela cultura de segurança da instituição

operadora. Por exemplo, uma técnica quantitativa conhecida como *Standardized Plant Analysis Risk HRA – SPAR-H* [6] que tem como intuito estimar o erro humano utilizando cinco níveis de dependência pré-determinados por uma matriz que indica os multiplicadores de probabilidade de falha que são introduzidos nas árvores de falhas e árvores de eventos como penalidades quando a ação do operador é necessária. Alguns desses multiplicadores são apresentados na Tabela 2 adaptada da ref. [6]:

SPAR-H PSFs	SPAR-H PSF Levels	SPAR-H Multipliers
Tempo Disponível	Tempo Inadequado	$P(\text{failure}) = 1.0$
	Tempo disponível = tempo necessário	10
	Tempo nominal	1
	Tempo disponível > 5x tempo necessário	.1
	Tempo disponível > 50x tempo necessário	0.01
Estresse	Extremo	5
	Alto	2
	Nominal	1
Complexidade	Alta	5
	Moderada	2
	Nominal	1
Experiência/Treinamento	Baixa	3
	Nominal	1
	Alta	0.5

Tabela 2- Valores de multiplicadores típicos da SPAR-H [6]

O grupo 4, Falhas de Causa Comum, pode afetar componentes em redundância que devem ser identificados e modelados na Árvore de Falha. Como dito no Capítulo 3, esse tipo de falha é muito raro ou quase inexistente nos sistemas da IPN pela quantidade naturalmente menor de redundância nos sistemas.

4.6 RESULTADOS ESPERADOS DA APS NÍVEL 1

Em geral, os resultados da metodologia apresentada acima devem incluir as seguintes características e informações:

- Frequência de dano ao núcleo (valores estimados ou distribuições de probabilidade), contribuição das sequências de acidentes dominantes;
- Contribuição para a frequência de dano ao núcleo de agrupamento de eventos iniciadores;
- Frequência de danos à planta que proporciona a transição para a APS Nível 2;
- Recomendações e conclusões que possam ajudar a empresa operadora a reduzir o risco total e identificar fraquezas na planta.

O relatório final da APS Nível 1 deve compactar procedimentos para condições de operação e, além disso, apresentar seções para descrever detalhadamente os processos utilizados para identificar os estados de operação da planta e EIs.

A APS Nível 1 pode auxiliar a avaliação de um projeto podendo identificar as fraquezas da planta, comparar os critérios de risco previamente estabelecidos, utilizar os cortes mínimos encontrados pela árvore de falhas, pode ser usado como balança para comparação entre projetos. Caso a APS Nível 1 seja sempre atualizada pela equipe de analistas, a APS pode ser um monitor do comportamento do risco da instalação ao longo da vida útil.

De acordo com a literatura, é conhecido que a maioria das instalações em operação tem a APS finalizada e disponível. Ao longo dos anos, o estado da arte da metodologia da APS foi sendo aprimorado, e hoje, os órgãos reguladores exigem essa análise para auxiliar no processo de tomada de decisão referente ao risco. Como dito no Cap.4, o desenvolvimento da APS Nível 1 fornece informações do projeto que são benéficas tanto para a operadora da instalação quanto para o órgão regulador.[10][16]

5 CONCLUSÃO

Após os acidentes de *Three Mile Island Unit 2* (TMI 2) e do complexo de Fukushima foi observado que a filosofia determinística utilizada para prever e combater acidentes severos não compreende totalmente os fenômenos envolvidos. No Brasil, os resultados da APS Nível 1 deverão ser usados, no licenciamento, como uma ferramenta de informação de perigo e tomada de decisão do risco do projeto [12]. Utilizando a metodologia proposta neste trabalho é possível gerar todos os documentos e informações necessárias para auxiliar o processo de licenciamento. A norma CNEN NE 1.26 – Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas comenta nas seções 19,20 e 21 a necessidade da operadora ter em mãos para o licenciamento um quantidade de documentos e informações que podem ser desenvolvidas utilizando essa metodologia proposta da APS Nível 1.

A quantidade de informações necessárias para a implantação dessa metodologia ainda não foram totalmente desenvolvidas pela Marinha do Brasil, mas é importante que exista uma antecipação do modo de realizar a APS Nível 1, e a quantidade de informação de domínio público sobre os sistemas do submarino nuclear, operação, manutenção, entre outros, até o momento, são insuficientes para produzir uma análise quantitativa com uma base sólida e condizente com a realidade. Portanto, para a progressão deste trabalho, para um futuro mestrado, é tentar criar um veículo de trocas de informações entre a instituição de ensino e a Marinha do Brasil para esse trabalho que traz vantagens para as duas partes.

É importante ressaltar que deve ser realizada a metodologia do Nível 2 e 3 usando outras referências [8]. E atentando que devem ser produzidos e/ou comprados os códigos computacionais, como o CONTAIN, para simular probabilidade de falha nas contenções (Nível 2) e simular dispersão dos radionúclídeos (Nível 2), o impacto socioambiental causado pela liberação de material de fissão (Nível 3), como RANKERN.[11]

O trabalho apresenta conceitos específicos relacionados ao Submarino com Propulsão Nuclear que possibilitam o aprendizado e um possível primeiro contato com um empreendimento de escalas extraordinárias que está sendo projetado, produzido e executado pela Marinha do Brasil.

Referências

- [1] Guimarães, L. S. Síntese de Doutrina de Segurança para Projeto e Operação de Submarinos Nucleares, São Paulo, 1999.
- [2] WASH-1400 (NUREG 75/014), *Reactor Safety Study, US Nuclear Regulatory Commission*, Outubro 1975.
- [3] NUREG/CR-4550, *Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events: Methodology Guidelines Vol 1*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987
- [4] NUREG-1150, *Reactor Risk Reference Document*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 1987.
- [5] NUREG/CR-5750, *Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987 – 1995*, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, U.S Nuclear Regulatory Commission, 1999.
- [6] NUREG/CR-6883, *The SPAR-H Human Reliability Analysis Method*, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, U.S Nuclear Regulatory Commission, 2005.
- [7] IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, *Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guide, IEIA, Vienna, 2010.
- [8] IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, *Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guide, IEIA, Vienna, 2010.
- [9] Christie, R. F. *Probabilistic risk assessment practices in the USA for nuclear power plants*, Safety Science, Elsevier Science Ltda, 2001.
- [10] IAEA-TECDOC-1200. *Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants*, IAEA, Vienna, 2001.
- [11] Bryant, R. *Probabilistic safety assessment of Naval Reactor Plant*, Nuclear Future Vol.7 issue 3.
- [12] Nunes, M. E .C, Goés, A. G. A, Raush, J. C. *The Role of PSA in Brazilian Nuclear Regulatory Process in the Specific Case : Internal Fire, Shutdown and Low-Power Modes*, INAC 2005, São Paulo, Brasil.

- [13] American Institute of Chemical Engineers, *Guidelines for Hazard Evaluation Procedures: with worked examples*, 2ed, Center for Chemical Process Safety.
- [14] Lewis, E.E.. *Introduction to Reliability Engineering*, John Wiley & Sons, Inc., 2nd edition, New York 1996.
- [15] Comissão Nacional de Energia Nuclear, Licenciamento de Instalações Nucleares, CNEN-1.04, Rio de Janeiro, Brasil, 2002
- [16] Almeida, C. IAEA-CN-82/03. *The Brazilian Experience in Licensing Angra 2, a 'delayed' nuclear power plant*, Rio de Janeiro, Brasil
- [17] Site oficial Eletronuclear, Angra 1 – Informações Gerais/ Histórico/ Dados Básicos <http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/Informa%C3%A7%C3%B5esAngra1.aspx>
- [18] United States Nuclear Regulatory Commission, Online Glossary, updated 02/23/15, <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/transient.html>
- [19] USS Nautilus (SSN-571) - http://en.wikipedia.org/wiki/USS_Nautilus_%28SSN-571%29