

## **EFEITOS DO ENVELHECIMENTO NO SISTEMA DE INJEÇÃO DE BORRIFO DA CONTENÇÃO DE REATORES À ÁGUA PRESSURIZADA**

**Diogo da S. Borges<sup>1a</sup>, Deise D. Lava<sup>1b</sup>, Renato R. W. Affonso<sup>1c</sup>,  
Antônio C. F. Guimarães<sup>1d</sup> e Maria de L. Moreira<sup>1e</sup>**

<sup>1</sup> Instituto de Engenharia Nuclear (IEN / CNEN - RJ)  
Rua Hélio de Almeida 75

21941-906 Rio de Janeiro, RJ - Brasil - Caixa-Postal:68550

<sup>a</sup> diogosg@outlook.com, <sup>b</sup> deise\_dy@hotmail.com, <sup>c</sup> raoniwa@yahoo.com.br,  
<sup>d</sup> tony@ien.gov.br e <sup>e</sup> malu@ien.gov.br

### **RESUMO**

Este trabalho apresenta uma contribuição para o estudo do processo de envelhecimento de componentes em plantas comerciais de Reatores de água pressurizada (PWR). A análise é feita através da aplicação do Método de Árvores de Falhas, Método de Monte Carlo e Medida de Importância de Fussell-Vesely. A abordagem do estudo do envelhecimento em usinas nucleares, além de estar relacionado com fatores econômicos envolvidos diretamente com a extensão de sua vida operacional, também fornece dados importantes sobre questões de segurança. O mais recente caso envolvendo o processo de extensão da vida de um PWR pode ser visto na Usina Nuclear de Angra 1 através do investimento de US \$ 27 milhões para a instalação de uma nova tampa do reator. A ação corretiva gerou uma extensão da vida útil de Angra I estimada em vinte anos, oferecendo grande economia se comparado com o custo de construção de uma nova planta e descomissionamento da anterior, caso tivesse atingido o tempo limite de funcionamento de 40 anos. A extensão da vida útil de uma usina de energia nuclear deve ser acompanhada de uma atenção especial para os componentes mais sensíveis dos sistemas ao processo de envelhecimento. Após a aplicação da metodologia (análise de envelhecimento do Sistema de Injeção de Borrifo de Contenção (CSIS)) proposta neste trabalho, pode-se ver que o aumento da probabilidade de falha de cada componente, devido ao processo de envelhecimento, gera o aumento da indisponibilidade geral do sistema que contém estes componentes básicos. Os resultados finais obtidos foram como o esperado e pode contribuir para a política de manutenção, evitando o processo de envelhecimento prematuro em sistemas de usinas nucleares.

### **1. INTRODUÇÃO**

O termo envelhecimento para plantas de energia nuclear é definido pela Comissão Regulatória Nuclear (NRC) como a degeneração cumulativa dependente do tempo de sistemas, estruturas ou componentes, que se não investigado, pode comprometer a segurança e operação de uma instalação [1]. A principal preocupação com o envelhecimento se deve a sua capacidade de modificar propriedades vitais de materiais, tais como:

- Capacidade de expansão;
- Capacidade mecânica;
- Rigidez dielétrica;
- Capacidade de fadiga;
- Ductilidade.

O estudo do processo de envelhecimento é motivado pela necessidade de analisar os efeitos causados pelo incremento exponencial da probabilidade de falha um sistema, definida pelo número de vezes ( $X$ ) que um evento ( $E$ ) em um espaço de amostra ( $S$ ) pode ser repetido de um número ( $n$ ) de experimentos, cujos resultados são apresentados pelo espaço de amostra ( $S$ ) [2] de acordo com a equação (1), ou perda de função de um componente que inevitavelmente sempre estará sujeito a fatores degenerativos durante sua vida operacional, como processos de oxidação, corrosão, defeitos de fabricação e interação com produtos de fissão. O processo de envelhecimento de planas de energia nuclear é abordado desde seu processo de construção e mitigado através de garantias de que tudo possa operar com margens suficientes para garantir o mínimo de tempo de operação requerido.

$$P(E) = \lim_{n \rightarrow \infty} (X/n) \quad (1)$$

Este conceito direciona a visão da confiabilidade e segurança para Métodos de Ensaio Não-Destrutivos, como o Método de Árvore de Falhas, para materiais de maior suscetibilidade à degeneração, como bombas e válvulas, onde o principal objetivo se encontra em compreender os efeitos provocados pelo processo de envelhecimento e garantir a detecção prematura de sinais de sua interação com o sistema durante seu tempo operacional. Com um programa de pesquisa sobre o processo de envelhecimento em plantas de energia nuclear (conhecida como Programa de Pesquisa de Envelhecimento em Planta Nuclear (NPAR) [1] nos Estados Unidos da América), além de garantir fatores de segurança, é possível elaborar planos que tornam possível a extensão de vida de instalações através de renovações de licenças. Inúmeras técnicas utilizadas para o estudo do processo de envelhecimento ainda apresentam imprecisões, porém, elas são largamente utilizadas para se obter boas margens de segurança.

O NPAR nasce como um programa de pesquisa de engenharia da NRC para estudos e monitoração da degeneração de componentes e sistemas de plantas de energia nuclear. A primeira discussão do programa foi apresentada no documento NUREG-1144 Ver. 1 [1] em 1987. Este documento foi revisado e trabalhado no decorrer dos anos, como em 1990 com o documento NUREG-5507 [3], em 1991 com o documento NUREG-1144 Ver. 2 [4], em 1993 com o documento OTA-E-575 [5] e em 2003 e 2003 com dois casos de renovação de licença em duas plantas norte americanas expostas nos documentos NUREG-1723 [6] e NUREG-1782 [7]. Desde sua criação ficou registrado que o Programa NPAR revisaria periodicamente seus documentos publicados, o que tornaria possível refletir a experiência adquirida na implementação do programa, e que seriam incorporados comentários recebidos de códigos da indústria, comitês de padronização, organizações nacionais e internacionais e instituições, tornando assim este documento essencial para a aprendizagem de efeitos do envelhecimento através da experiência profissional.

Neste documento estará apresentada uma simulação sobre o processo de envelhecimento no Sistema de Injeção de Borrifo da contenção (CSIS) de um Pressurized à Água Pressurizada (PWR), utilizando o Método de Árvore de Falhas (MFT), definido como “[...] um modelo gráfico de várias combinações paralelas e sequenciais de falha que irão resultar na ocorrência de um evento indesejado pré-definido” [8]. O MFT tem a capacidade de apresentar a lógica de eventos que levam à indisponibilidade do sistema, capturar a estimativa de eventos, modelar e calcular a frequência de eventos perigosos (antes de seu acontecimento) e ajudar a desenvolver e avaliar as camadas protetivas e realizar estudos da sensibilidade e importância quando associada a técnicas, como o Método de Monte Carlo, Medida de Importância de Birnbaum

Medida de Importância de Fussell-Vesely, Taxa de Redução de Risco e Taxa de Aumento de. O Método de Monte Carlo e Medida de Fussell-Vesely são usados neste documento para determinar a probabilidade de indisponibilidade do sistema e os eventos mais sensíveis ao processo de envelhecimento. Tal busca possibilita determinar os componentes que apresentam um aumento significativo em sua probabilidade de falha durante a vida operacional de uma usina de energia nuclear.

## 2. METODOLOGIA

### 2.1 Técnica de Árvore de Falhas como metodologia para o estudo dos efeitos provocados pelo envelhecimento

Usando o conceito de Árvore de Falhas é possível caracterizar a probabilidade de falha de um sistema ou equipamento através de análises probabilísticas de componentes individuais presentes, cujos dados são obtidos através de experiência operacional. A técnica é baseada na análise de eventos individuais que podem desencadear um processo de eventos que resultará em um processo de falha. A compreensão da técnica exige um conhecimento dos conceitos de probabilidade, assim como suas leis e eventos independentes.

O conceito utilizado para análise do envelhecimento emerge de análises de grupos de corte (combinações de eventos básicos presentes em uma árvore de falhas), onde são identificados a suscetibilidade de componentes ao efeito do envelhecimento através do uso da Medida de Importância de Fussell-Vesely e cálculos para verificação da indisponibilidade do sistema através do Método de Monte Carlo.

#### 2.1.1 Estrutura de uma árvore de falhas

O Método de Árvore de Falhas utiliza combinações probabilísticas de eventos básicos (falhas individuais) de modo a determinar uma sequência de eventos que contribuem diretamente para o evento principal (Evento Topo) [8]. A caracterização é feita através de combinações de operadores lógicos, que são apresentados como operações matemáticas entre os eventos básicos. A combinação entre os eventos básicos é feita de forma a integra-los em um subsistema de um universo, tal que os conjuntos onde a análise é feita pode contribuir para a falha do sistema ou um possível componente vital para uma instalação, sendo assim, a utilização da Técnica de Árvore de Falhas é caracterizada como um método de falha, em outras palavras, este método é utilizado para rastrear falhas individuais (eventos básicos) que podem levar a possíveis colapsos de uma estrutura.

Os operadores lógicos podem ser definidos como funções de conexões lógicas [9], cuja função consiste em representar operações matemáticas entre os conjuntos a serem analisados. Os operadores podem ser representados de forma literal ou gráfica. Três operadores são utilizados: AND ( $\cap$ ), OR ( $\cup$ ) e NOT ( $\neg$ ) [10]. Estes operadores estão relacionados com operações básicas entre conjuntos, como leis de absorção, complementação e comutação, e isto possibilita, através do uso de conjuntos de cortes mínimos, otimizações dos cálculos pertinentes ao método.

Outra parte importante do método consiste no uso do conceito de conjunto de cortes mínimos, definido como uma combinação mínima de falhas que resulta na ocorrência de um evento de interesse [11]. Devido a necessidade de utilização de um nível elevado de processamento de

dados, o método necessita utilizar algoritmos que possam mapear seus dados, identificar e selecionar “um caminho de cálculo” curto para que o método se torne mais efetivo, simples e rápido durante o cálculo para a indisponibilidade do sistema. A necessidade de buscar simplificações, que resultam na otimização do método, requer a compreensão dos seguintes assuntos: algoritmos recursivos, carregamento e reestruturação, determinação do Evento Topo, detecção de erro de loop, conversão de portões complementados, supressão do evento casa, módulos versos sub árvores independentes, criação e determinação de módulos, determinação de eventos independentes, determinação de portões e sub árvores, determinação de níveis de portões, reduções de árvore de falhas, truncamento do conjunto de cortes mínimos, absorção do conjunto de cortes mínimos e expansão de portões utilizados no Método de Árvore de Falhas.

### 2.1.2 Apresentação gráfica

A apresentação gráfica de uma árvore de falhas é feita para organizar a relação numérica entre eventos básicos. A organização é feita através de linhas e portões (símbolos que representam operadores lógicos). Estes portões podem ser encontrados em dezessete tipos diferentes, representando assim, regras específicas durante os cálculos. O gráfico pode conter somente um Evento Topo, representado por um portão localizado no topo, que é ligado por uma linha simples a eventos e portões. Na Fig. 1 é apresentado um exemplo simples de uma Árvore de Falhas.

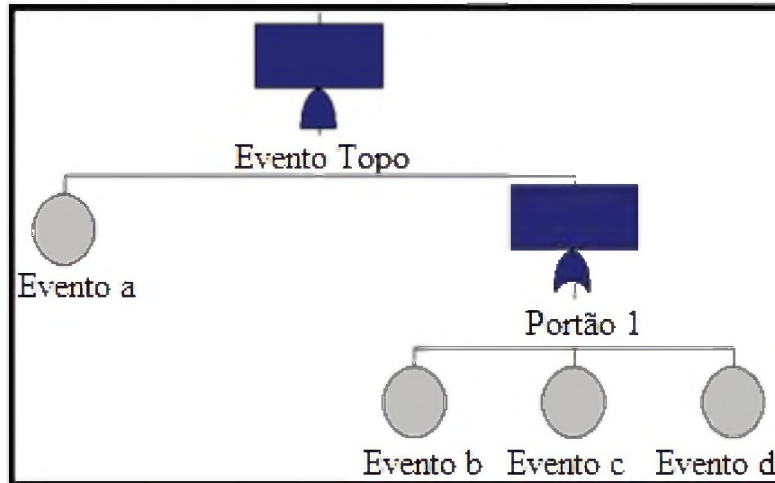


Figura 1: Modelo de Árvore de Falhas.

### 2.1.3 Apresentação literal

Outro modo de apresentar uma árvore é através de letras e símbolos dos operadores lógicos correspondentes. É possível fazer a transcrição da forma gráfica para a literal e da literal para gráfica através da observação da interação dos eventos básicos com os portões (operadores). Por exemplo, o modelo apresentado na Fig. 1 pode ser escrito na forma literal da seguinte maneira:

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) AND P(\text{Evento a}) P(\text{Portão 1})} \quad (2)$$

$$\mathbf{P(\text{Portão 1}) OR P(\text{Evento b}) P(\text{Evento c}) P(\text{Evento d})} \quad (3)$$

A forma literal pode ser adaptada através do uso de Equações Booleanas, o que permite otimizações da árvore de falhas e a facilitação da caracterização do conjunto de cortes mínimos [12]. Com o uso de Equações Booleanas a equação (2) e (3) pode ser reescrita como:

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) = [P(\text{Evento A}) \cap P(\text{Portão 1})]} \quad (4)$$

$$\mathbf{P(\text{Portão 1}) = [P(\text{Evento b}) \cup P(\text{Evento c}) \cup P(\text{Evento d})]} \quad (5)$$

#### 2.1.4 Conjuntos de Cortes Mínimos

O Método de Árvore de Falhas usualmente é utilizado para o estudo de sistemas complexos, tais sistemas exigem o uso de uma linguagem computacional para o processamento de dados. Aplicando o conceito de conjunto de cortes mínimos [2] é possível combinar as equações (4) e (5) para se obter uma expressão numérica simples. Através da utilização de leis de conjuntos torna-se possível obter uma expressão que pode ser processada de maneira mais rápida e eficiente. Por exemplo, assumindo que na Fig. 1 os eventos c e d possuem a mesma probabilidade de falha do evento a, temos:

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) = P(\text{Evento a}) \cap [P(\text{Evento b}) \cup P(\text{Evento c}) \cup P(\text{Evento d})]} \quad (6)$$

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) = P(\text{Evento a}) \cap [P(\text{Evento b}) \cup P(\text{Evento a}) \cup P(\text{Evento a})]} \quad (7)$$

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) = P(\text{Evento a}) \cap [P(\text{Evento b}) \cup P(\text{Evento a})]} \quad (8)$$

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) = [P(\text{Evento a}) \cap P(\text{Evento b})] \cup P(\text{Evento a})} \quad (9)$$

$$\mathbf{P(\text{Evento Topo}) = P(\text{Evento a})} \quad (10)$$

Para árvores de falhas extensas a utilização de leis de conjunto permite uma redução significativa de cálculos. Sem estas simplificações qualquer que seja o método utilizado para o cálculo do Evento Topo se torna extremamente trabalhoso e consumidor de tempo, de acordo com a complexidade do sistema abordado.

## 2.2 Sensitividade e análise de importância

Técnicas como Monte Carlo (MC), Birnbaum e Medida de Importância de Fussel-Vesely permitem o conhecimento de como se comporta a herança de incerteza estocástica, caracterizada como a acumulação de dados probabilísticos que constituem uma parte ou classe de imperfeições na informação que tenta modelar o comportamento de um sistema real [13]. Através destas análises é possível garantir performance ao estimar o valor do impacto devido a mudanças na estrutura de uma Árvore de Falhas, ou ainda, indicar a fração de sensibilidade ou frequência em relação aos eventos básicos presentes em um grupo de corte. Outras técnicas de análise de sensibilidade e importância podem ser citadas, como a Taxa de Redução de Risco (RRR) e Taxa de Acréscimo de Risco (RIR).

O Método de Monte Carlo e a Medida de Importância de Fussel-Vesely apresentados neste subitem são aplicadas em um caso real, estudo do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção, para o cálculo da probabilidade de falha do sistema e determinar a importância e contribuição de cada conjunto de corte para a sua indisponibilidade.

### 2.2.1 Método de Monte Carlo

Esta técnica permite o uso de números aleatórios e modelos estatísticos matemáticos para simular o comportamento de sistemas reais [13], em outras palavras, através desta técnica é possível calcular múltiplos cenários modelados por repetições de distribuições de valores de probabilidades para variáveis de incerteza. A realização de estudos de sistemas somente é possível através da efetuação de inúmeras simulações ou iterações para estimar a tendência central de variações numéricas. Estas repetições permitem resolver problemas mais complexos.

O Método de Monte Carlo gera aleatoriamente valores de variáveis de incerteza para simular um modelo, tal que, para cada variável de incerteza os valores são atribuídos com a distribuição de probabilidade. Tipos de distribuição podem incluir a forma regular, triangular, uniforme, lognormal, Bernoulli, binomial e distribuição de Poisson.

Na maioria dos casos a simulação é feita pela técnica usando a Equação de Weibull (assim como no caso de condição específica ( $\beta = 1$ ) para a distribuição exponencial) [13] por ser relativamente simples e descrever os elos mais fracos dos mecanismos de falha [14]. A Equação de Weibull, que é utilizada no Método de Monte Carlo, é resolvida pela constante tempo ( $t$ ), cuja relação entre Weibull e a função de distribuição cumulativa (c.d.f),  $F(t)$ ,  $t$  e  $\beta$  é dada pela equação (5).

$$t = \mu \cdot \ln\left[\frac{1}{1 - F(t)}\right]^{1/\beta} \quad (5)$$

Onde:

- $t$  é a variável de tempo operacional;
- $\beta$  é o parâmetro de forma da Distribuição de Weibull;
- $\mu$  é o parâmetro de escala da Distribuição de Weibull.

Números entre zero e um são usados nas simulações de Monte Carlo para encontrar a função de distribuição cumulativa de Weibull  $F(t)$ .

### 2.2.2 Medida de Importância de Fussell-Vesely

Fussell-Vesely é uma medida de importância direcionada aos conjuntos de corte. De acordo com esta medida, a importância de um componente depende da ordem e número em que o conjunto de corte aparece. A Medida de Importância de Fussell-Vesely indica a redução fracionária no risco associado com o decréscimo da frequência de eventos ( $E_i$ ), tal que:

$$I_{FV} = \frac{P(TE|E_i = \langle E_i \rangle) - P(TE|E_i = 0)}{P(TE|E_i = \langle E_i \rangle)} \quad (6)$$

Onde,  $P(TE|E_i = \langle E_i \rangle)$  e  $P(TE|E_i = 0)$  é dado como o limite superior do conjunto de cortes mínimos ou avaliação da taxa de falha mínima de uma Árvore de Falhas com o conjunto de eventos básicos igual ao seu valor médio e zero, respectivamente.

## 3. APLICAÇÃO DA METODOLOGIA

A aplicação da metodologia é direcionada ao Sistema de Contenção do Borrifo da Contenção de uma planta de energia nuclear PWR (disponível no Relatório WASH – 1400 [15]). O CSIS junto com o Sistema de Ventilação (Fan Cooler System) compoem um sistema de segurança de terceiro e último nível. Estes sistemas são responsáveis pelo controle de temperatura e pressão.

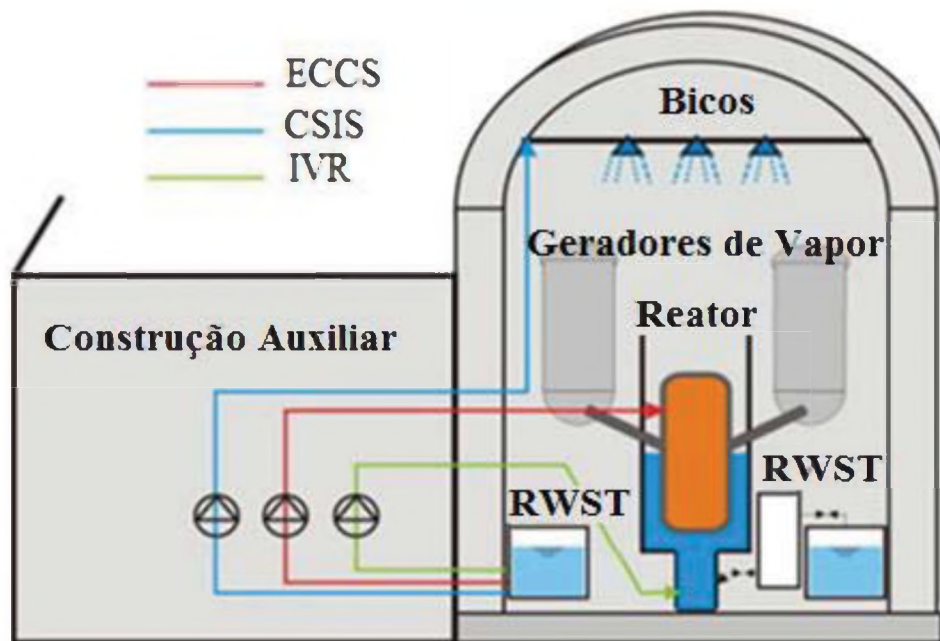
A escolha do Sistema de Borrifo se deve ao fato deste ser o responsável por ser a última barreira protetiva de uma planta de energia nuclear. Lembrando que em caso de acidente a contenção é a última barreira de segurança para evitar o vazamento de produtos radioativos. O fato desta aplicação ser direcionada a um PWR foi estrategicamente escolhido, já que este modelo é usado no Brasil nas Plantas de Angra I e II.

### 3.1 O Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção

O Sistema de Borrifo da Contenção é o terceiro nível de segurança responsável pela integridade estrutural da contenção, que é vista como último nível de barreira contra o vazamento de produtos radioativos em caso de acidente. O CSIS é responsável por injetar uma mistura de água fria com boro fornecida pelo Tanque de Armazenamento de Água (RWST) [9]. A principal função deste sistema consiste no controle de pressão através do controle de temperatura. O Sistema consiste em dois subsistemas redundantes do RWST conectados a contenção. A fase de recirculação não é considerada aqui.

O Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção é composta de dois sistemas identicamente iguais capazes de entregar 3200 galões por minutos (GPM) do RWST para a atmosfera da

contenção através de cabeças com cerca de 368 bicos arranjados em 360°. As cabeças estão localizadas cerca de 120 pés acima da base da contenção. Ambos subsistemas podem, em caso de emergência, usar 350000 galões do RWST [15]. O reservatório é arranjado de modo a garantir que o hidróxido de sódio seja preferencialmente usado na administração do volume da contenção para remoção inicial de produtos de fissão. Na Fig. 2 é apresentado um esquema simples que mostra a distribuição de componentes do CSIS.



**Figure 2: Modelo Esquemático do CSIS [16].**

A Fig. 3 mostra um diagrama simplificado do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção. A posição das válvulas mostrada na figura é dada de forma a representar a operação normal de uma planta. Para a operação dos dois subsistemas do CSIS as válvulas V5 ou V6 e V8 ou V7 devem ser abertas e as bombas P1 e P2 devem entrar em estado de operação. As válvulas V1 e V3 devem receber um sinal do Sistema de Controle de Limitação de Consequência (CLCS) para garantir que estejam fechadas durante a operação do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção ou abri-las, caso tenham sido fechadas incorretamente [15].



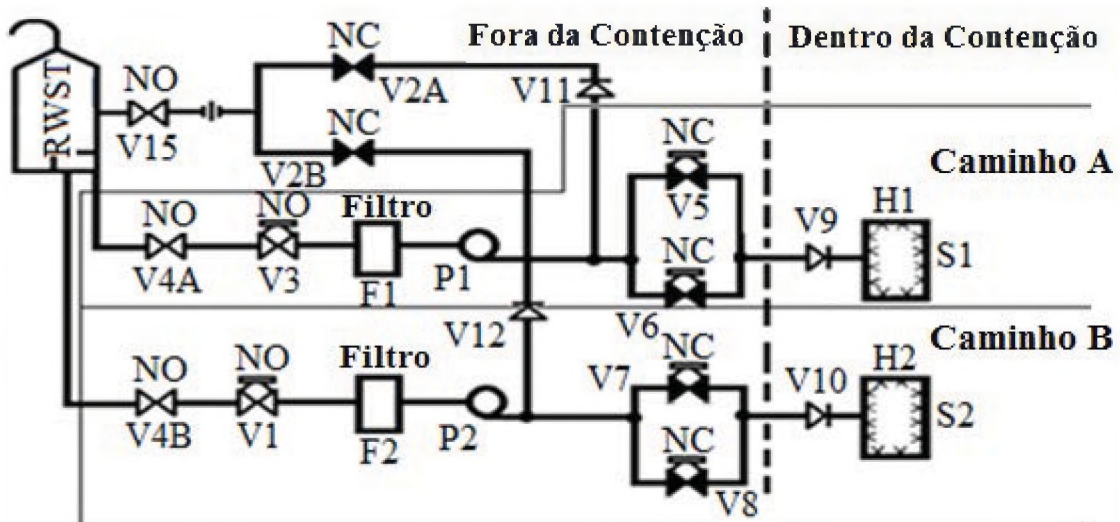


Figure 3: Diagrama Simplificado do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção [11].

### 3.2 Árvore de Falhas do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção

A Árvore de Falhas do CSIS consiste em uma árvore principal (Fig. 4) ligada a outras três sub-árvores (Fig. 5). A árvore resultante é composta por trinta e cinco eventos básicos, estatisticamente independentes, sendo que a probabilidade do Evento Topo de dez sub-árvores são calculadas e convertidas em eventos básicos, cinco portões e um Evento Topo.

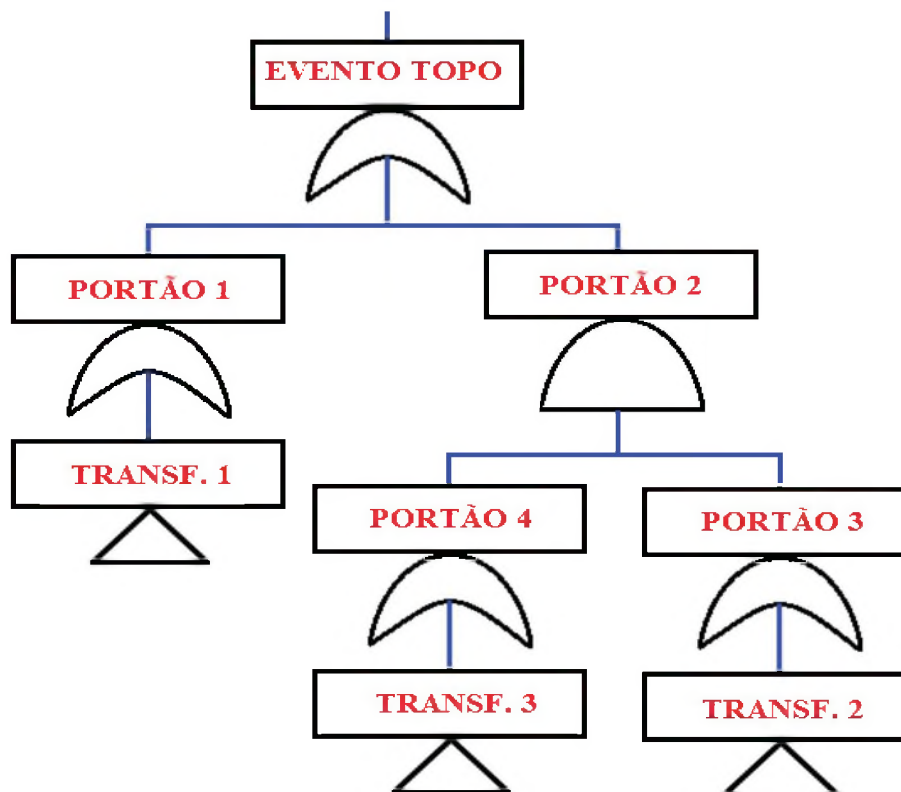


Figura 4: Árvore Principal do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção [15].

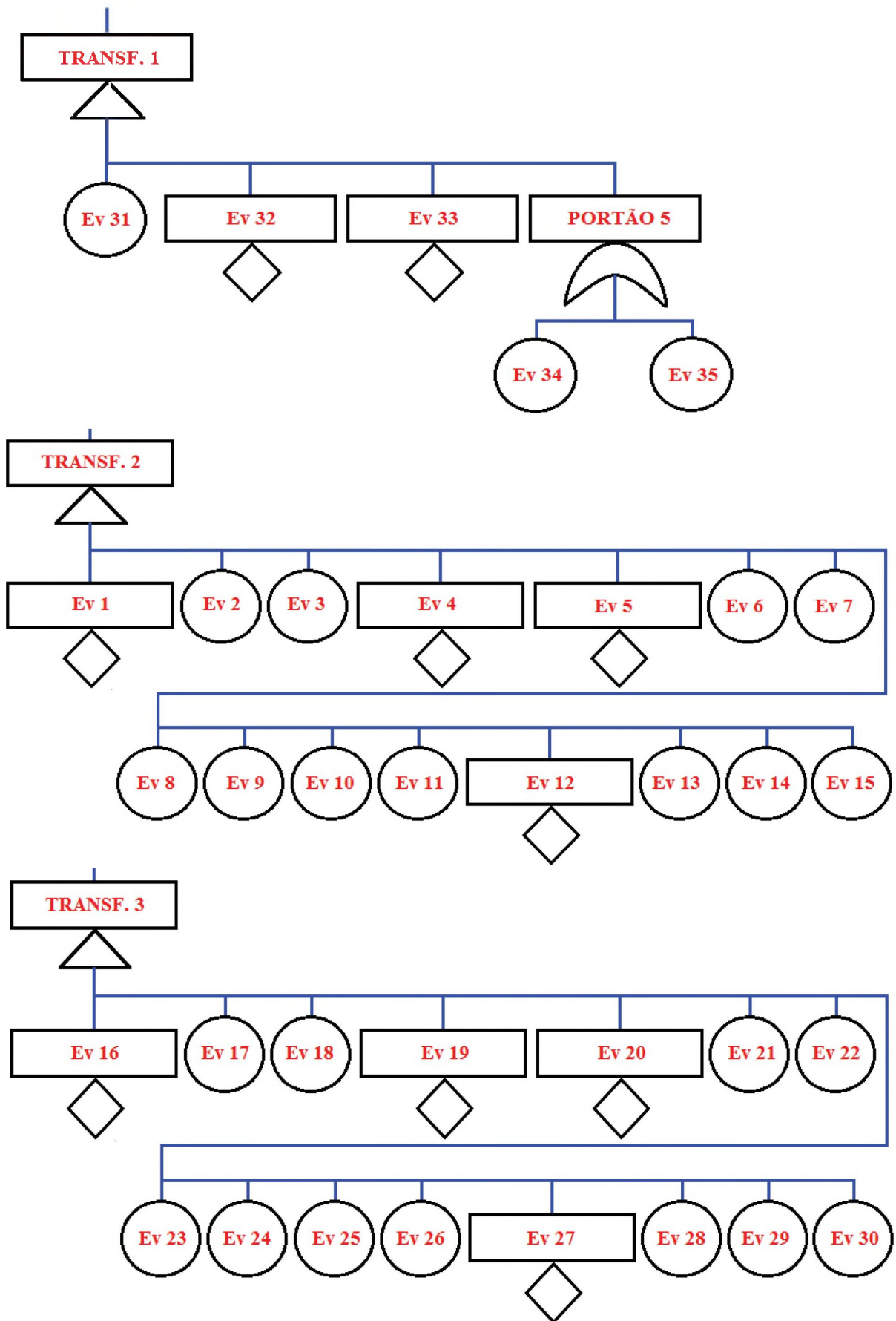


Figura 5: Sub Árvores do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção [15].

A probabilidade de falha (P.F) e descrição dos eventos básicos (E.B) da Fig. 4 são fornecidos na Tab. 1 (disponível no Relatório WASH – 1400 [15]). Os eventos marcados (Ev\*) são resultados de sub árvores.

**Tabela 1: Probabilidades de Falha e Eventos.**

E.B	DESCRIÇÃO	P.F
Ev1	Válvula manual (V4A) fechada	1,000E-003
Ev2	Falha no circuito CONT de fechamento de MOV (Sistema A)	1,000E-999
Ev3	MOV (V1) indevidamente fechada	1,000E-004
Ev4	Válvula manual (V2A) aberta	1,000E-002
Ev5	Sucção conectada no filtro de linha (F1) em A	1,100E-004
Ev6	Acionamento motorizado da bomba (P1) desengatada	3,000E-004
Ev7	Falha de torque no motor elétrico da bomba (P1)	1,000E-999
Ev8	Bomba (P1) não inicia devido a falha no controle elétrico	1,000E-003
Ev9	Bomba (P1) falha ao iniciar	1,000E-003
Ev10	Interrupção de funcionamento da bomba (P1)	1,500E-005
Ev11	Falha no fechamento da válvula de retenção (V9)	1,000E-004
Ev12	Bicos do sistema de borrifo (S1)	1,300E-004
Ev13*	Falha no circuito de comando de bomba (P1) e válvulas (Sistema A)	4,600E-003
Ev14*	Sem energia (480 V) no circuito de parada da bomba (P1)	4,100E-005
Ev15*	Sem energia (125 V) para o Sistema de controle da bomba (P1)	1,100E-006
Ev16	Válvula manual (V4B) fechada	1,000E-003
Ev17	Falha no circuito CONT de fechamento de MOV (Sistema B)	1,000E-999
Ev18	MOV (V3) indevidamente fechada	1,000E-004
Ev19	Válvula manual (V2B) aberta	1,000E-002
Ev20	Sucção conectada no filtro de linha (F2) em A	1,100E-004
Ev21	Acionamento motorizado da bomba (P2) desengatada	3,000E-004
Ev22	Falha de torque no motor elétrico da bomba (P2)	1,000E-999
Ev23	Bomba (P2) não inicia devido a falha no controle elétrico	1,000E-003
Ev24	Bomba (P2) falha ao iniciar	1,000E-003
Ev25	Interrupção de funcionamento da bomba (P2)	1,500E-005
Ev26	Falha no fechamento da válvula de retenção (V10)	1,000E-004
Ev27	Bicos do sistema de borrifo (S2)	1,300E-004
Ev28*	Falha no circuito de comando de bomba (P2) e válvulas (Sistema B)	4,600E-003
Ev29*	Sem energia (480 V) no circuito de parada da bomba (P2)	4,100E-005
Ev30*	Sem energia (125 V) para o Sistema de controle da bomba (P2)	1,100E-006
Ev31	Ruptura no RWST	1,000E-999
Ev32	Vazamento Indetectado no RWST	1,000E-999
Ev33	Ventilação (8'') do RWST conectada	4,400E-007
Ev34*	Válvula de descarga fechada (Sistemas A & B)	1,000E-005
Ev35*	Válvula de descarga fechada (Sistemas A & B)	3,000E-004

### 3.3 Análise de Resultados

O primeiro estágio sobre o estudo do envelhecimento do CSIS consiste na seleção dos conjuntos de corte que apresentam maior importância para a indisponibilidade do sistema. A Árvore de Falhas apresentada na Fig. 4 gera cento e setenta e dois conjuntos de cortes. A tabela abaixo (Tab. 2) apresenta doze dos mais importantes conjuntos de corte (C.C) para o processo de falha do sistema (89,87% da indisponibilidade do sistema), com suas respectivas frequências, Medidas de Importância de Fussell-Vesely e contribuições (%). Os conjuntos de corte foram selecionados com base em suas contribuições.

**Tabela 2: Participação dos Conjuntos de Corte para Indisponibilidade do CSIS.**

Nº do C.C	EVENTO	FREQUÊNCIA	FUSSELL-VESELY	TOTAL (%)
1	Ev35	3,000E-004	4,624E-001	46,24
2	Ev4, Ev19	1,000E-004	1,541E-001	15,41
3	Ev4, Ev28	4,600E-005	7,091E-002	7,09
4	Ev19, Ev13	4,600E-005	7,091E-002	7,09
5	Ev13, Ev28	2,116E-005	3,262E-002	3,26
6	Ev4, Ev16	1,000E-005	1,541E-002	1,54
7	Ev9, Ev19	1,000E-005	1,541E-002	1,54
8	Ev1, Ev19	1,000E-005	1,541E-002	1,54
9	Ev8, Ev19	1,000E-005	1,541E-002	1,54
10	Ev24, Ev4	1,000E-005	1,541E-002	1,54
11	Ev23, Ev4	1,000E-005	1,541E-002	1,54
12	Ev34	1,000E-005	1,541E-002	1,54

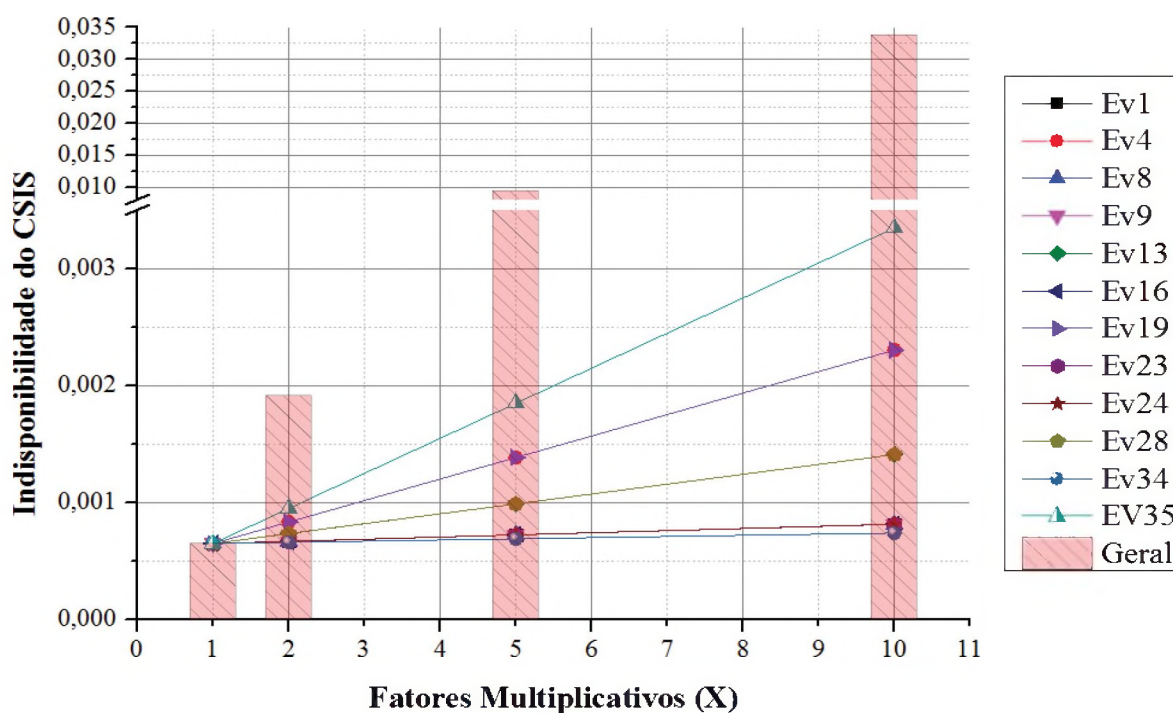
O segundo estágio da análise do envelhecimento é feito através da atribuição de multiplicadores (Tab. 3) na probabilidade de falha dos eventos apresentados na Tab. 2 e cálculos da indisponibilidade do sistema. Os multiplicadores são números positivos incrementados na probabilidade de falha de cada evento básico como uma maneira alternativa de analisar o efeito provocado pelo envelhecimento dos componentes mais sensíveis do sistema. Esta alternativa utiliza a definição teórica do envelhecimento, que é dado como um agente que impacta no aumento de probabilidade de falha de sistemas, componentes e estruturas, para evitar a utilização de taxas de falha. Este artifício permite utilizar valores probabilísticos de falha sem a necessidade de atribuir-lhes um valor específico de tempo. Sem este artifício seria necessário o conhecimento de dados internos de operação da planta a ser analisada, o que não seria possível, ou a utilização de funções exponenciais com a utilização de parâmetros de forma para o tratamento individual de cada componente. Caso fosse abordado uma das outras alternativas mencionadas o estudo do envelhecimento poderia ser mais complexo e mais impreciso ou talvez inviável devido à falta de dados. A utilização dos multiplicadores possibilita a aplicação de um método simples, rápido e prático para análise do envelhecimento, além de fornecer uma “visão” confiável do comportamento de um sistema devido ao aumento progressivo da probabilidade de falha de seus componentes, assim como explicitado no Relatório NUREG-5939 [17].

**Tabela 3: Indisponibilidade do Sistema.**

EVENTO BÁSICO	PROBABILIDADE DE FALHA	INDISPONIBILIDADE DO SISTEMA FATORES MULTIPLICATIVOS			
		Monte Carlo	2x	5x	10x
Ev1	1.000E-03	6.487E-04	6.671E-04	7.223E-04	8.142E-04
Ev4	1.000E-02	6.487E-04	8.326E-04	13.84E-04	23.03E-04
Ev8	1.000E-03	6.487E-04	6.671E-04	7.223E-04	8.142E-04
Ev9	1.000E-03	6.487E-04	6.671E-04	7.223E-04	8.142E-04
Ev13	4.600E-03	6.487E-04	7.333E-04	9.870E-04	14.10E-04
Ev16	1.000E-03	6.487E-04	6.671E-04	7.223E-04	8.142E-04
Ev19	1.000E-02	6.487E-04	8.326E-04	13.84E-04	23.03E-04
Ev23	1.000E-03	6.487E-04	6.671E-04	7.223E-04	8.142E-04
Ev24	1.000E-03	6.487E-04	6.671E-04	7.223E-04	8.142E-04
Ev28	4.600E-03	6.487E-04	7.333E-04	9.870E-04	14.10E-04
Ev34	1.000E-05	6.487E-04	6.587E-04	6.887E-04	7.387E-04
Ev35	3.000E-04	6.487E-04	9.486E-04	18.48E-04	33.48E-04
Geral**	-----	6.487E-04	19.15E-04	93.97E-04	338.5E-04

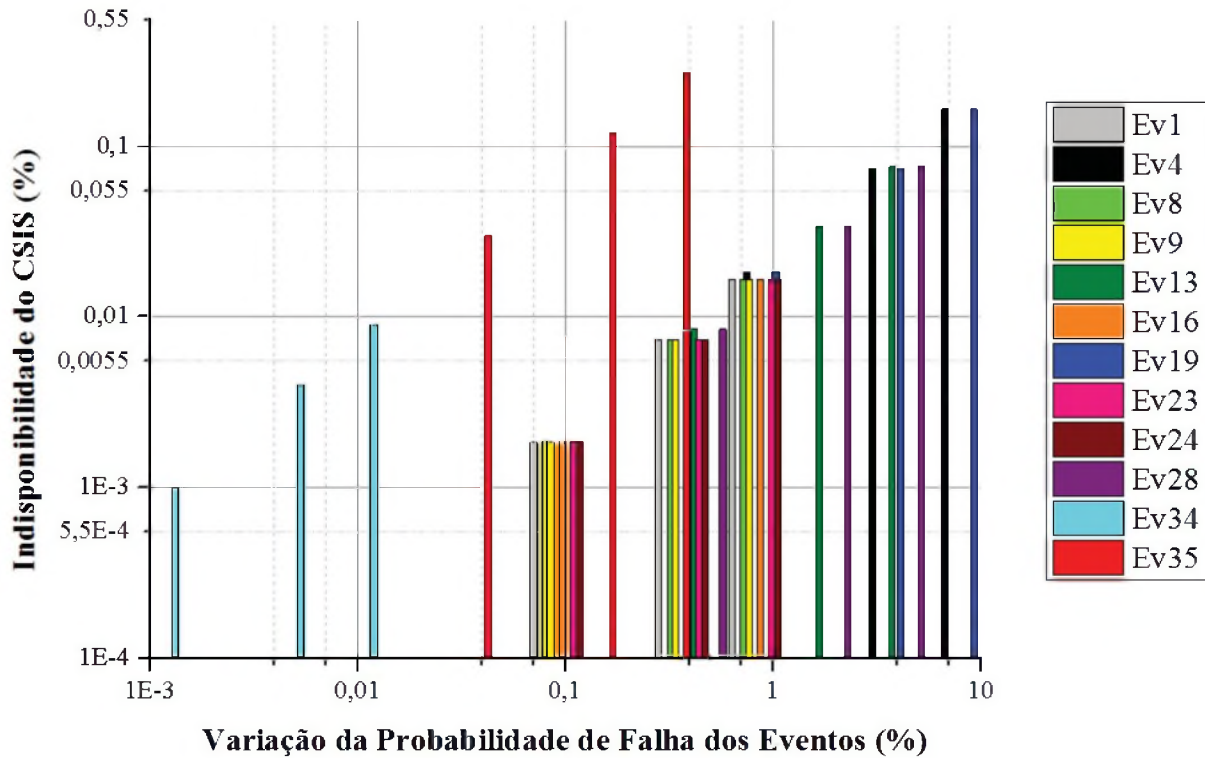
\*\* Este evento representa a indisponibilidade do sistema devido a variação probabilística proporcional de todos os eventos básicos, ou seja, é assumido que eles envelhecem igualmente.

Através de cálculos da variação da indisponibilidade do sistema, devido ao acréscimo da probabilidade de falha de cada evento básico presente nos conjuntos de corte da Tab. 2, é possível se obter um gráfico que apresenta a progressão da indisponibilidade do sistema devido a suscetibilidade de cada um de seus componentes ao processo de envelhecimento. A Fig. 5 mostra um gráfico com a indisponibilidade do Sistema devido ao processo do envelhecimento.



**Figura 5: Progressão da Indisponibilidade do CSIS devido ao Envelhecimento.**

Uma forma mais completa para análise do efeito do envelhecimento no CSIS pode ser feita através da conversão das probabilidades de falha apresentadas na Tab. 3 para a forma percentual. Na Fig. 6 é apresentado um gráfico com base da variação percentual (com base nos multiplicadores 2x, 5x, 10x) da probabilidade de falha dos componentes mais sensíveis ao envelhecimento do Sistema de Injeção de Borrifo da Contenção.



**Figura 6: Progressão Percentual da Indisponibilidade do CSIS.**

#### 4. CONCLUSÕES

De acordo com os resultados obtidos nos gráficos (Fig. 5 e Fig.6), é importante notar o aumento da indisponibilidade do sistema devido a contribuição de componentes sensíveis ao processo de envelhecimento. Através de mudanças em suas propriedades, estes componentes contribuem diretamente para o aumento da probabilidade de perda de função do sistema, mostrando a importância de estudos detalhados sobre a escolha dos materiais em relação à necessidade de carga de trabalho e aos fatores externos que estarão submetidos durante sua vida operacional. Este estudo é capaz de garantir a segurança do sistema através da identificação dos componentes que devem ser substituídos em um período de tempo menor do que os outros, além de permitir explorar todo o potencial de que um sistema pode oferecer. A identificação destes componentes impactam diretamente no controle da extensão da vida útil qualificada, o que gera benefícios em relação à segurança e a economia.

Para o futuro, é altamente recomendável um estudo que aborda como a confiabilidade humana e ao estado avançado de corrosão impactam na probabilidade de falha de um sistema de uma planta de energia nuclear.

## AGRADECIMENTOS

Agradeço a ajuda dos meus orientadores, Antônio C. F. Guimarães e Maria de L. Moreira. Sem eles a realização deste trabalho não seria possível. Agradeço também o Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) por me permitir adquirir conhecimento que era até então desconhecido por mim.

## REFERÊNCIAS

1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-1144 Rev. 1: Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Program Plan", Washington DC, pp. 1-135 (1987).
2. C. L. Jhon, J. M. Norman, *Risk and Safety Analysis of Nuclear Systems*, John Wiley & Sons, New Jersey, United States of America (2011).
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-5507: Results from the Nuclear Plant Aging Research Program: Their Use in Inspection Activities", Washington DC, pp. 1-81 (1990).
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-1144 Rev.2: Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Program Plan", Washington DC, pp. 1-175 (1991).
5. U.S. Congress, Office of Technology and Assessment, "OTA-E-575: Aging Nuclear Power Plants: Managing Plant Life and Decommissioning", Washington DC, pp. 1-187. (1993).
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-1723: Safety Evaluation Report Related to the License Renewal of Oconee Nuclear Station, Units 1, 2, and 3", Washington DC, pp. 1-551 (2000).
7. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-1782: Safety Evaluation Report Related to the License Renewal of Unit 1", Washington DC, pp. 1-502 (2003).
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-0492: Fault Tree Handbook", Washington DC, pp.IV-1 - IV-2 (1981).
9. P. Hoagan, *Safety and Risk Modeling and Its Applications*, Springer, London, United Kingdom (2011).
10. M. David, *Practical Hazops, Trips and Alarms*, Elsevier, Oxford, United Kingdom (2004).
11. Z. Enrico, *An Introduction to the Basics of Reliability and Risk Analysis*, World Scientific Publishing, New Jersey, United States of America (2007).
12. M. Mohammad, K. Mark, K. Vasilij, *Reliability Engineering and Risk Analysis*, Marcel Dekker, New York, United States of America (1999).
13. F. S. Rudolph, *Handbook of Reliability, Availability, Maintainability and Safety in Engineering Design*, Springer, London, United Kingdom (2009).
14. W. M. Joe, *Reliability Physics and Engineering*, Springer, New York, United States of America (2012).
15. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "WASH-1400: Reactor Safety Study", Washington DC, pp. II-111 - II-115 (1975).
16. L.Kihwan, L. Kang-Heon, L. L Jeong, H. J. Young, L. Phill-Seung, "A new design concept for offshore nuclear power plants with enhanced safety features", *Nuclear Engineering Design*, United States of America, **Vol. 254**, pp. 10-11 (2013).
17. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-5939: The Effects of Age on Nuclear", Washington DC, 1-152 (1994).