Instituto Alberto Luiz Coimbra de
Pós-Graduação e Pesquisa de Engenharia
COPPE UFRJ

IDENTIFICAÇÃO DE PERIGOS E ANÁLISE DE RISCOS USANDO MATRIZ DE RISCO E LÓGICA *FUZZY* PARA UMA UNIDADE DE ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO DE URÂNIO

Eduardo José de Barros Souto

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.

Orientadores: Andressa dos Santos Nicolau
Paulo Fernando Ferreira
Frutuoso e Melo

Rio de Janeiro
Agosto de 2023

IDENTIFICAÇÃO DE PERIGOS E ANÁLISE DE RISCOS USANDO MATRIZ DE RISCO E LÓGICA *FUZZY* PARA UMA UNIDADE DE ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO DE URÂNIO

Eduardo José de Barros Souto

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. Andressa Nicolau dos Santos, D.Sc.

Prof. Roberto Schirru, D.Sc.

Prof. Delvonei Alves de Andrade, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL
AGOSTO DE 2023

Souto, Eduardo José de Barros

IDENTIFICAÇÃO DE PERIGOS E ANÁLISE DE RISCOS USANDO MATRIZ DE RISCO E LÓGICA *FUZZY* PARA UMA UNIDADE DE ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO DE URÂNIO/Eduardo José de Barros Souto. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2023.

XV, 77 p.: il.; 29, 7cm.

Orientadores: Andressa dos Santos Nicolau

Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Dissertação (mestrado) – UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, 2023.

Referências Bibliográficas: p. 67 – 72.

1. Usina de Enriquecimento Isotópico de Urânio. 2. Avaliação de riscos. 3. Matriz de riscos. 4. lógica *fuzzy*. I. Nicolau, Andressa dos Santos *et al.* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

A Ozenan e Creuza, meus pais.
A força interior, determinação e
valores passados têm sido meu
sentido pleno de vida. Sempre
irei lembrar de vocês.

Agradecimentos

Gostaria de agradecer a Deus pela força que sempre me guia em direção ao próximo degrau. Mostrando-me sempre que necessário a face sublime da esperança.

A Juliana, minha força maior. Sua dedicação, companheirismo e compreenssão têm sido fundamentais para a minha jornada. É uma mulher formidável.

Aos meus amados filhos Júlia e Mateus, que me ensinaram que o amor é algo muito maior do que aquilo que acreditamos como grande. Penso que sempre vou lembrar de Júlia escalando minhas costas nos momentos de estudo.

Aos meus irmãos pelos exemplos e ajuda. Em especial a Quitéria e Espedito. Suas presenças em minha vida foram fundamentais para meu desenvolvimento. Muita gratidão.

Aos meus amados sobrinhos e sobrinhas que sempre me ensinam coisas novas.

A minha querida orientadora Profª. Andressa Nicolau, pelo apoio, dedicação e compreenssão. Sempre entendeu as minhas dificuldades e meu pouco tempo de dedicação ao trabalho.

Ao meu orientador grande Prof. Paulo Fernando Frutuoso, certeza que irei levar para o resto de minha vida suas explicações fantásticas.

À COPPE/UFRJ, pela excelência na equipe de professores e por ter me tornado melhor que quando ingressei nesta brilhante universidade. Serei eternamente grato.

Ao meu amigo Jorge Barros (primo por adoção), lembro de você sempre.

À engenheira Janine Gandolpho, pela oportunidade e incentivo.

Ao ex-superentendente da fábrica de enriquecimento isotópico de urânio, Ézio Ribeiro, pela oportunidade e confiança.

Aos amigos Dalton, Fabiano e Diego, pela sempre importante contribuição.

Aos amigos da caminhada do almoço: César, Meza, Ronie e André. Este trabalho tem muito de vocês.

À INB, por mais essa oportunidade dentre tantas já concedidas. Muito bom acordar todos os dias e saber que irei me dedicar àquilo que gosto.

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

IDENTIFICAÇÃO DE PERIGOS E ANÁLISE DE RISCOS USANDO MATRIZ DE RISCO E LÓGICA *FUZZY* PARA UMA UNIDADE DE ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO DE URÂNIO

Eduardo José de Barros Souto

Agosto/2023

Orientadores: Andressa dos Santos Nicolau
Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

As instalações do ciclo do combustível nuclear apresentam uma preocupação no que se refere ao fato de seus materiais de processo apresentarem riscos químicos e radiológicos para as pessoas e o meio ambiente. Assim, cabem às instalações responsáveis pela atividade mostrarem através de estudos, dentre outros meios, que os riscos são controlados e gerenciados de forma contínua.

Foi pensando dessa forma que nas últimas décadas, principalmente nos últimos anos, tem-se registrado uma preocupação cada vez maior pelos resultados de estudos de riscos de processos industriais. Diversas corporações, atualmente no mundo, têm aprendido, muitas vezes com erros próprios, que identificação e conhecimentos adequados dos perigos e riscos é um dos pilares para a segurança de processos industriais. Há um entendimento, cada dia mais consolidado, da necessidade de se conhecer as vulnerabilidades inerentes aos processos produtivos.

Neste contexto, foi desenvolvida nesta dissertação uma metodologia de análise quantitativa de riscos radiológicos e químicos para uma instalação de enriquecimento isotópico de urânio, uma das unidades fabris do ciclo do elemento combustível do urânio, usando ferramentas como matriz de risco e lógica *fuzzy*.

Este trabalho teve como início a seleção da ferramenta Análise Preliminar de Perigos a ser utilizada na identificação de perigos e análise de riscos. Em seguida, foi realizado um estudo para identificação dos cenários de perigos. O perigo é caracterizado pela definição da causa e consequência por cenário identificado. Desenvolveram-se modelos de frequência de falha e severidade para quantificar os

riscos radiológicos e tóxicos, bem como um modelo para o cálculo do termo fonte para os cenários estudados.

Por fim, com o intuito de comparar diferentes abordagens para a quantificação do risco radiológico, foi desenvolvida uma matriz de riscos e implementada a lógica *fuzzy* para análise do risco.

O estudo pode mapear os principais cenários de perigo de um dos sistemas de uma unidade de enriquecimento de urânio, bem como quantificar os riscos radiológicos e tóxicos referentes ao UF_6 em uma matriz de riscos e com abordagem *fuzzy*.

As metodologias aplicadas mostraram resultados satisfatórios para a solução do problema abordado. Além disso, a abordagem *fuzzy* se mostrou mais apropriada quando comparada com o método tradicional de análise de risco (frequência de falha, severidade e matriz de risco).

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

HAZARD IDENTIFICATION AND RISK ANALYSIS USING A RISK MATRIX AND LOGIC FOR A URANIUM ISOTOPIC ENRICHMENT FACILITY

Eduardo José de Barros Souto

August/2023

Advisors: Andressa dos Santos Nicolau
Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

The facilities in the nuclear fuel cycle raise concerns regarding the fact that their process materials pose chemical and radiological risks to both people and the environment. Therefore, it is the responsibility of the facilities engaged in this activity to demonstrate, through studies and other means, that these risks are controlled and managed continuously.

It is with this perspective that in recent decades, especially in recent years, there has been an increasing concern about the results of industrial process risk assessments. Numerous corporations around the world have learned, often through their own mistakes, that the proper identification and understanding of hazards and risks are fundamental for the safety of industrial processes. There is a growing consensus on the need to understand the inherent vulnerabilities in production processes.

In this context, a methodology for quantitative analysis of radiological and chemical risks was developed for a uranium isotope enrichment facility, one of the manufacturing units in the uranium fuel cycle. This methodology utilizes tools such as a risk matrix and fuzzy logic.

This work began with the selection of the Preliminary Hazard Analysis tool for hazard identification and risk analysis. Subsequently, a study was conducted to identify hazard scenarios, where each scenario was characterized by defining its cause and consequence. Models for failure frequency and severity were developed to quantify radiological and toxic risks, along with a model for calculating the source term for the studied scenarios.

Finally, to compare different approaches for quantifying radiological risk, a risk matrix was developed, and fuzzy logic was implemented for risk analysis.

The study was able to map the main hazard scenarios in one of the systems of a uranium enrichment unit, as well as quantify the radiological and toxic risks associated with UF_6 in a risk matrix using a fuzzy logic approach.

The applied methodologies yielded satisfactory results in addressing the problem at hand. Furthermore, the fuzzy logic approach proved to be more suitable when compared to the traditional method of risk analysis (failure frequency, severity, and risk matrix).

Sumário

Lista de Figuras **xiii**

Lista de Tabelas **xv**

1 Objetivo **1**

2 Introdução **2**

3 Fundamentação Teórica **6**

3.1 Caracteristícas do UF_6 6

3.2 Enriquecimento Isotópico de Urânio no Brasil 8

3.2.1 Ciclo do Combustível Nuclear 9

3.2.2 A Atividade de Enriquecimento Isotópico de Urânio 11

3.2.3 Difusão Molécular de Material na Direção Radial 15

3.2.4 Sistema de Homogeneização e Recomposição Isotópica 16

3.3 Análise Probabilística de Segurança (APS) 17

3.4 Avaliação de Perigos 18

3.5 Identificação de Perigos e Análise de Riscos 23

3.5.1 Análise Preliminar de Perigos - APP 23

3.5.2 Matriz de Riscos 24

3.6 A Lógica *Fuzzy* 25

4 Metodologia Proposta e Resultados **27**

4.1 Definição dos Cenários de Perigos 31

4.1.1 Identificação dos Cenários de Perigo 32

4.2 Quantificação do Risco Radiológico 35

4.2.1 Metodologia e Cálculo de Frequência de Falha 36

4.2.2 Metodologia e Cálculo da Severidade Radiológica 38

4.2.3 Modelo e Cálculo de Termo Fonte Utilizado Neste Trabalho Para Vazamentos de UF_6: Fluxo de Gases ou Vapores Através de Orifícios 42

4.2.4 Cálculo do Risco Radiológico 45

4.3 Cálculo do Risco Tóxico 47
4.3.1 Metodologia e Cálculo da Severidade tóxica 47
4.3.2 Quantificação da Concentração de HF 49
4.3.3 Metodologia e Cálculo da Função Probit para o HF 51
4.4 Metodologia e Cálculo de Risco Utilizando Lógica *Fuzzy* 54
4.4.1 Método Mamdani e *Software* Utilizado 54
4.4.2 Lógica *Fuzzy* - Definição Para as Variáveis de Entrada 56
4.4.3 Avaliação do Risco Radiológico Por Lógica *Fuzzy* 59
4.4.4 Comparação dos Resultados: Matriz de Risco Convencional e Matriz Formada Pela Aplicação da Lógica *Fuzzy* 64

5 Conclusão e Sugestões Para Trabalhos Futuros **65**

Referências Bibliográficas **67**

A Identificação de Perigos e Análise de Riscos **73**

B Lista de Definições **76**

Lista de Figuras

3.1 Diagrama de equilíbrio de fases para o UF_6 7
3.2 Etapas do ciclo do combustível nuclear no Brasil 9
3.3 Vareta e elemento combustível 10
3.4 Diagrama esquemático de uma centrífuga de separação gasosa. . . . 12
3.5 Foto esquemática de uma centrífuga modelo URENCO, parte esquerda da figura, e disposição em cascata de ultracentrífugas utilizada pela empresa ROSATOM, parte direita da figura. 14
3.6 Desenho esquemático de um conjunto de centrífugas formando uma cascata 15
3.7 Autoclave de homogeneização, parte esquerda da figura e cilindro 30B (urânio enriquecido), parte direita da figura 17
3.8 Estado de Transição entre perigo e acidente 19
3.9 Exemplo de uma matriz de risco 25

4.1 Fluxograma indicativo do modelo de identificação de perigos e análise de riscos 28
4.2 Formulário para a escolha da técnica análise de risco 29
4.3 Fluxograma para selecionar a técnica de análise de riscos 30
4.4 Resultado da matriz de risco dos cenários identificados 46
4.5 Contribuição para o risco percentual por cenário, % 46
4.6 Gráfico da função probit 52
4.7 Aplicação da função probit 54
4.8 Diagrama de blocos usado na modelagem *fuzzy* 56
4.9 Forma da variável de entrada severidade 57
4.10 Forma da variável de entrada frequência 58
4.11 Forma da variável de entrada severidade 60
4.12 Forma da variável de entrada frequência 61
4.13 Superfície formada pela variável de saída - risco radiológico 61
4.14 Risco radiológico em função da severidade 62
4.15 Risco radiológico em função da frequência 62
4.16 Apresentação de regras *fuzzy* 63

4.17 Classificação do Risco - distribuição espacial do risco na matriz 63

Lista de Tabelas

3.1 Propriedades físicas do UF_6 6
3.2 Parâmetros característicos do vazamento do UF_6 22

4.1 Categorias de frequência de ocorrências dos cenários 37
4.2 Cálculo da frequência para cada cenário de perigo 37
4.3 Categoria de severidade da consequência 40
4.4 Cálculo da severidade radiológica 41
4.5 Definição de Categoria de Consequências 42
4.6 Cálculo do termo fonte 44
4.7 Cálculo do risco radiológico 45
4.8 Propriedades importantes do HF 48
4.9 Cálculo do termo fonte para o HF 49
4.10 Cálculo da concentração média do HF 50
4.11 Constantes aplicadas na função probit para o HF 53
4.12 Aplicação da função probit para o HF 53
4.13 Valores da função probit por cenário versos percentual de fatalidades 54
4.14 Parâmetros de severidade 57
4.15 Parâmetros de frequência 58
4.16 Categorias de frequência 58
4.17 Categoria de severidade para trabalhadores - efeitos determinísticos . 59
4.18 Regras Linguisticas 64

A.1 Análise Preliminar de Perigos (APP) - Identificação de perigos e análise de riscos 74
A.2 Análise Preliminar de Perigos (APP) - Identificação de perigos e análise de riscos - Continuação 75

Capítulo 1

Objetivo

O objetivo deste trabalho é comparar a performance de duas metodologias para avaliação de análise de risco operacional para uma unidade de enriquecimento isotópico de urânio, de modo a identificar qual metodologia é mais adequada para ser implementada ao problema abordado. Para aplicação das metodologias foi necessário a identificação dos cenários de perigo da instalação usada como referência, para isso foi aplicada a ferramenta de análise preliminar de perigo. A primeira metodologia, chamada aqui de tradicional, foi desenvolvida com base no cálculo do termo fonte de cada cenário, cálculo de severidade e frequência, uso da função probit, e criação de uma matriz de risco. A segunda metodologia foi desenvolvida com base na metodologia *fuzzy*, e criação de uma matriz de risco *fuzzy*.

Capítulo 2

Introdução

A energia nuclear teve forte crescimento no mundo a partir dos anos 1950 alcançando um patamar em torno de 400 reatores em operação no final dos anos 1980. Atualmente cerca de 443 reatores estão em operação e uma capacidade operacional de 391 GW distribuídos por 31 países. Em 2019, 6 novas usinas foram conectadas à rede. Nos últimos 10 anos, os novos empreendimentos termonucleares têm se localizado majoritariamente na Ásia [1].

No Brasil, a energia nuclear ocupa 1,3% da geração total de energia elétrica, com 2 reatores em operação e um reator em construção [2]. Ainda existem mais 4 reatores de pesquisas em funcionamento e mais dois em construção, sendo um reator protótipo em terra para teste do primeiro submarino de propulsão Nuclear Brasileiro e um Reator Multipropósito. Este último será responsável pela produção de radioisótopos para mais de 30 diferentes tipos de radiofármacos, com possibilidade imediata de dobrar o número de procedimentos anuais em medicina nuclear, garantindo estabilidade no fornecimento de radioisótopos e economia de mais de 15 milhões de dólares por ano com custos de importação [2].

Somadas, as duas usinas nucleares em operação hoje no Brasil, geram 1.990 megawatts, que equivale a 40% do consumo do Estado do Rio de Janeiro, e 3% do consumo do país. Quando Angra 3 entrar em operação, a energia nuclear responderá por cerca de 70% da eletricidade consumida no estado, isso é, perto do percentual de geração de energia nuclear da França que é 77,7% da matriz energética, sendo o país com maior percentual no mundo [2].

A tecnologia nuclear tem se destacado como uma forma de geração promissora de energia com diminuição de emissões de gases de efeito estufa, bem como ampliar a resiliência e a robustez dos sistemas elétricos na transição energética, dadas as perspectivas progressivamente significativas de participação de fontes renováveis não-despacháveis ou com alta variabilidade de fornecimento. Atualmente, a ener-

gia nuclear é responsável por 10% da produção global de energia elétrica, sendo a segunda maior fonte de energia de baixo carbono no mundo, atrás apenas da hidroeletricidade. Adicionalmente, ainda que seja imediatamente associada à geração de eletricidade (seu uso comercial em maior escala) tem um amplo leque de produtos e serviços relevantes para outros setores, tais como, medicina nuclear, radioisótopos, irradiação de alimentos, controle de pragas em plantações, monitoramento de erosão de solos, marcadores industriais, fornecimento de vapor residual (calor de processo), dessalinização, geração de hidrogênio, defesa (submarino com propulssão nuclear), etc [1].

Segundo a definição de Indústrias Nucleares do Brasil - INB [3], ciclo do combustível nuclear é o nome que se dá ao conjunto de processos industriais que transformam o minério urânio no combustível que gera energia nos reatores nucleares.

Uma das principais etapas do ciclo do combustível nuclear é o enriquecimento isotópico de urânio, o qual é objeto de estudo desta dissertação. No Brasil é realizado por uma das unidades fabris da INB localizada em Resende, estado do Rio de Janeiro. A unidade é composta pelos sistemas principais do hexafluoreto de urânio (UF_6), são eles: sistema de alimentação de UF_6, sistema de retirada de UF_6 enriquecido, sistema de retirada de UF_6 empobrecido, sistema de recomposição isotópica de UF_6 e sistema de ultracentrifugas. Além dos sistemas auxiliares de vácuo, ar comprimido, nitrogênio, sistema de ventilação e ar condicionado, sistema de água de resfriamento, sistema elétrico e sistema de instrumentação e controle.

A INB produz urânio enriquecido em até 5% em peso do isótopo ^{235}U para a fabricação do combustível que abastece as usinas Angra 1 e Angra 2 e, no futuro, também Angra 3.

A Usina de Enriquecimento de Urânio está sendo implantada em etapas na Fábrica de Combustível Nuclear (FCN), localizada em Resende, no Rio de Janeiro. Grande parte do urânio enriquecido ainda é importada. Em novembro de 2021, com a inauguração da 9ª cascata, pertencente ao Módulo 4, a Usina de Enriquecimento da FCN atingiu a capacidade de produzir 65% da quantidade média anual de urânio enriquecido necessária para abastecer Angra 1. Quando a implantação do Projeto de Enriquecimento estiver completa, o Brasil será autossuficiente na produção do material. A previsão é que, em 2033, a Usina de Enriquecimento da FCN deverá ser capaz de atender com produção totalmente nacional as necessidades das centrais nucleares Angra 1 e 2 e, em 2037, a demanda de Angra 3 [3].

Como se trata de tecnologia desenvolvida recentemente pelo Brasil, ainda existem muitos desafios, do ponto de vista de segurança, tornando-se relevante o desenvolvimento de pesquisas que possam avaliar os riscos operacionais para uma unidade

isotópica de urânio e identificar os principais cenários de acidentes em que possam ocorrer liberações de UF_6, e até mesmo levar à parada da unidade.

A determinação de cenários de perigos, bem como a quantificação do risco, permite que a empresa possa atuar no gerenciamento de forma a adotar medidas que evitem um acidente. A quantificação da perda, seja do ponto de vista de lesões ou fatalidades humanas, danos ao ambiente ou danos ao patrimônio da instalação pode ser imensurável. Conforme afirma em (CCPS) [4], as investigações de incidentes continuam a apontar a execução inadequada ou falhas na execução do gerenciamento do estudo de riscos.

Liberações acidentais de UF_6 podem ser avaliadas com base no histórico de ocorrências ou na frequência de eventos de um equipamento. A compreensão de cenários com potencial de vazamentos deste material é fundamental para que sejam relizadas medidas com o intuito de evitá-los.

O trabalho de GROSSEL [5] define que liberações acidentais de UF_6 em instalações de ciclo de combustível nuclear podem ocorrer a partir da ruptura de uma tubulação de processo, falha de uma válvula durante a transferência de UF_6 para/ou de cilindros e tanques de processo, ou ruptura do cilindro durante o aquecimento ou incêndio acidental. Essas liberações podem ocorrer nas fases líquida ou gasosa. Se o UF_6 for liberado como um líquido, de forma relativamente rápida se transformará em UF_6 sólido e gasoso em condições normais.

Conforme afirmam HANNA *et al.* [6], para o caso de uma liberação de UF_6 em forma de gás, a reação (geralmente em um ou dois minutos) com vapor de água presente no ar, libera calor devido à reação exotérmica e forma pequenas partículas de fluoreto de uranila (UO_2F_2) e gás fluoreto de hidrogênio (HF). As partículas de UO_2F_2 são bastante estáveis, mas o HF reage subsequentemente com o vapor de água no ar para formar o complexo, que libera calor no processo.

A formação de HF gasoso é seguida por processos de polimerização e despolimerização controlados por equilíbrio entre HF e as moléculas $(HF)_2$, $(HF)_6$ e $(HF)_8$. O HF também reage com o vapor de água atmosférico para formar $HF.H_2O$ na fase gasosa. As partículas sólidas de UO_2F_2, por outro lado, são bastante estáveis. O UF_6 em fase sólida, que é introduzido na atmosfera durante o *flashing* inicial de UF_6 líquido, sublima para UF_6 gasoso [7].

No caso de uma liberação líquida, o *flashing* ocorre quando o UF_6 entra na atmosfera, com cerca de 50% do líquido, formando partículas sólidas de UF_6, e os 50% restantes formando vapor de UF_6. As partículas sólidas de UF_6 então sublimam (geralmente em um minuto), extraindo grandes quantidades de calor da nuvem e fazendo com que a mesma esfrie. No caso de lançamentos acidentais envolvendo um

gás, a nuvem de UF_6 é inicialmente muito densa, mas depois pode se tornar menos densa que o ar ambiente [6].

É neste contexto que o presente trabalho se propõe a apresentar e aplicar uma metodologia de avaliaçao de riscos operacionais para uma unidade de enriquecimento isotópico de urânio. Apesar de a motodologia ser de uso para a instalação como um todo, será aplicada apenas para o sistema de recomposição isotópica.

Em um dos capítulos do Relatório de Análise de Segurança (RFAS), documento utilizado nos processos de licenciamento nuclear de unidades de enriquecimento isotópico de urânio, é estabelecida a obrigatoriedade de a instalação desenvolver estudos de riscos. Assim, torna-se necessário desenvolver critérios de avaliação destes riscos.

Para a identificação dos cenários de perigo neste trabalhho, usou-se a metodologia de Análise Preliminar de Perigos (APP), pois havia a necessidade de realizar uma avaliação ampla e geral referente ao risco da instalação. Para a avaliação de perigo foram utilizadas informações, tais como: esboços de fluxogramas; dados de processo, tubulação, instrumentação e desenhos de controle; folhas de dados e procedimentos. A aplicação da APP trouxe dois resultados de imediato: uma lista de cenários de perigos e um *input* para uma análise quantitativa de riscos.

Com a utilização da ferramenta de avaliação de riscos, os cenários de perigos são identificados e os riscos radiológicos e químicos são quantificados, com base no cálculo e avaliação da frequência e severidade, foi desenvolvida uma matriz de riscos. Por fim, foi desenvolvida através do uso da lógica *fuzzy* uma avaliação do risco radiológico para os cenários identificados. A premissa básica para o desenvolvimento de uma metodologia baseada em lógica *fuzzy* é que nas avaliações de riscos tradicionais existem subjetivismos ou incertezas associados principalmente a erros de pontos de vistas da equipe responsável por conduzir a avaliação qualitativa ou erros referentes a cálculos quando se trata de avaliações quantitativas de riscos.

Esta dissertação está dividida em 5 capítulos. No primeiro capítulo é apresentado o objetivo do trabalho. No segundo capítulo é feita uma breve introdução sobre o contexto do trabalho, o problema abordado, a metodologia desenvolvida e como o documento está dividido. No terceiro capítulo é apresentada a Fundamentação Teórica. No quarto capítulo aborda a Metodologia Proposta e resultados. No quinto capítulo apresenta as Conclusões e Sugestões para Trabalhos Futuros.

Capítulo 3

Fundamentação Teórica

3.1 Caracteristícas do UF_6

O UF_6 é um sólido branco à temperatura ambiente. É o único composto de urânio que é um gás a baixa temperatura. No equilíbrio sólido gás, a pressão de vapor a 56 ^{0}C é igual à pressão atmosférica. Ele se liquefaz a 64,0 ^{0}C e a uma pressão de 0,151 MPa (1137 mmHg).

Em seu estado natural, o urânio consiste em três isótopos ^{234}U (0,0054 - 0,0051%), ^{235}U (0,72070 - 0,7201%) e ^{238}U (99,2748 - 99,2739%). Quantidades extremamente baixas de ^{236}U devido a processos de ativação como a de raios cósmicos também podem estar presentes. A análise de espectrometria de massa de amostras de urânio deduz que a composição isotópica do urânio natural varia ligeiramente em função de sua origem geográfica [8].

As principais propriedades físicas do UF_6 são apresentadas na Tabela 3.1.

Tabela 3.1: Propriedades físicas do UF_6

Propriedade	Valor
Calor de sublimação, a 64ºC	137500 J/kg
Calor de fusão, a 64ºC	54167 J/kg
Calor de vaporização, a 64ºC	83333 J/kg
Pressão crítica	4,61 MPa
Temperatura crítica	230,2 ºC
Ponto triplo	64,0 ºC

O UF_6 é um dos componentes mais perigosos em vazamentos acidentais de compostos usados no ciclo do combustível nuclear. Reage com água ou vapor de água, bem como reage levemente com alumínio, formando uma fina camada superficial de fluoreto de alumínio (AlF_3). No entanto, não é inflamável, não é explosivo e não reage com oxigênio, nitrogênio, dióxido de carbono ou ar seco. [9].

O UF_6 é a substância mais indicada para uso nos processos das instalações do ciclo do combustível devido às suas propriedades físicas. Pode ser manuseado a temperaturas e pressões razoáveis e os átomos de flúor relativamente leves facilitam a separação de ^{235}U do ^{238}U [10].

As plantas de enriquecimento de urânio armazenam e processam várias centenas de toneladas de UF_6. Este composto pode existir apenas como um gás ou sólido à pressão e temperatura atmosféricas. Dentro da planta do enriquecimento, o UF_6 é aquecido e bombeado como gás através de quilômetros de dutos. Sua densidade é cerca de 12 vezes a densidade do ar. Alguns gasodutos transportam o gás de um edifício para outro.

Após o processamento na usina de conversão, o gás UF_6 aquecido é pressurizado para se liquefazer e é transferido para cilindros de armazenamento com capacidade de até 14 toneladas. Esses cilindros são então resfriados em pátios à temperatura ambiente, fazendo com que o UF_6 se solidifique. Uma vez o UF_6 sólido, representa pouco perigo caso o cilindro seja rompido. Esses estágios de equilíbrio de fases até o ponto de solificação podem ser melhor visualizados no gráfico da Figura 3.1.

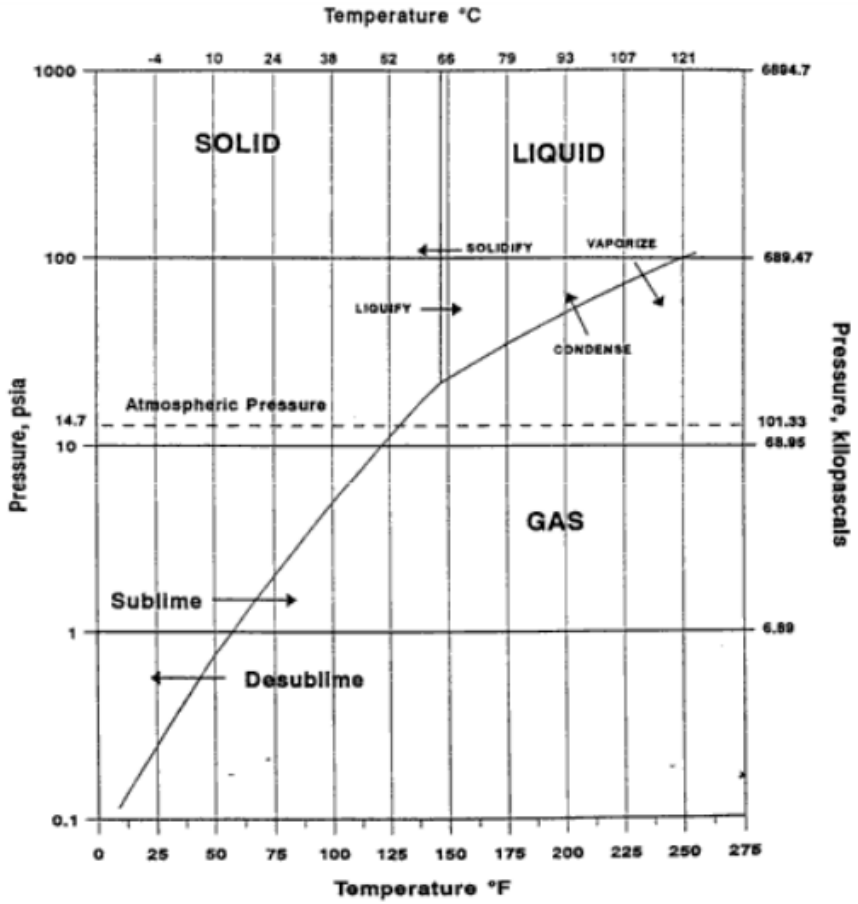


Figura 3.1: Diagrama de equilíbrio de fases para o UF_6
Fonte: [11]

O efeito tóxico mais importante do urânio é o dano aos rins. Altas doses de urânio causam danos nos tecidos dos rins, levando à perda funcional por falha na reabsorção de proteínas urinárias, glicose, catalase, fosfato, citrato e creatinina. Altas doses de urânio também podem afetar a vasculatura sanguínea em todo o corpo. A permeabilidade capilar, a pressão arterial e o edema podem aumentar e a capacidade de coagulação pode diminuir. O urânio pode danificar as membranas capilares, e também é conhecido por induzir algum dano ao fígado e tecido muscular. Seus efeitos no sistema nervoso podem ser semelhantes aos de envenenamento por outros metais pesados [12]

Os compostos de urânio, UF_6 e UO_2F_2, são considerados solúveis, apresentando um tempo de retenção no pulmão de 1 a 10 dias. Quando inalados, passam rapidamente dos pulmões para a corrente sanguínea, devido à alta solubilidade, causando os maiores danos aos rins pois, além da radiotoxicidade, o urânio exerce nestes órgãos uma toxicidade química. Quando incorporado em grandes quantidades, pode ser letal [13].

Os efeitos imediatos de doses agudas de radiação são náuseas, perda de apetite, fadiga, vômitos, diarréia e alterações na contagem de diferentes tipos de células sanguíneas. Uma dose de corpo inteiro de 25 rem pode causar uma redução temporária na contagem de espermatozóides em homens e uma elevação nas anormalidades cromossômicas no sangue [14].

3.2 Enriquecimento Isotópico de Urânio no Brasil

Indústrias Nucleares do Brasil - INB - é uma empresa estatal responsável pela exploração e beneficiamento de urânio no Brasil. No momento, atua na exploração de minério em Caetité, Bahia, que compreende a atividade de mineração e beneficiamento do minério. Após a extração da mina, o material recebe uma solução de ácido sulfúrico que separa o urânio da rocha, processo conhecido como lixiviação. O resultado é um líquido conhecido como licor de urânio. Em seguida, é purificado e tratado com diversos processos químicos e físicos de separação, o que gera o concentrado de urânio, também conhecido como *yellowcake* [3]. Atualmente, está em curso o processo de licenciamento ambiental de uma nova mina para explorar urânio em Santa Quitéria, Ceará. Em Resende, Rio de Janeiro, localizam-se as unidades de enriquecimento isotópico de urânio, reconversão, produção de pastilhas e componentes e montagem do elemento combustível. Também, em processo de licenciamento ambiental e nuclear, se encontra a usina de produção de UF_6, conhecida como usina de conversão.

3.2.1 Ciclo do Combustível Nuclear

O ciclo do combustível nuclear no Brasil se inicia com a extração e o beneficiamento do minério de urânio no interior do estado da Bahia. A Figura 3.2 apresenta as etapas do ciclo do combustível nuclear.

Os processos, ou etapas, que formam o ciclo do combustível nuclear são apresentados na 3.2.

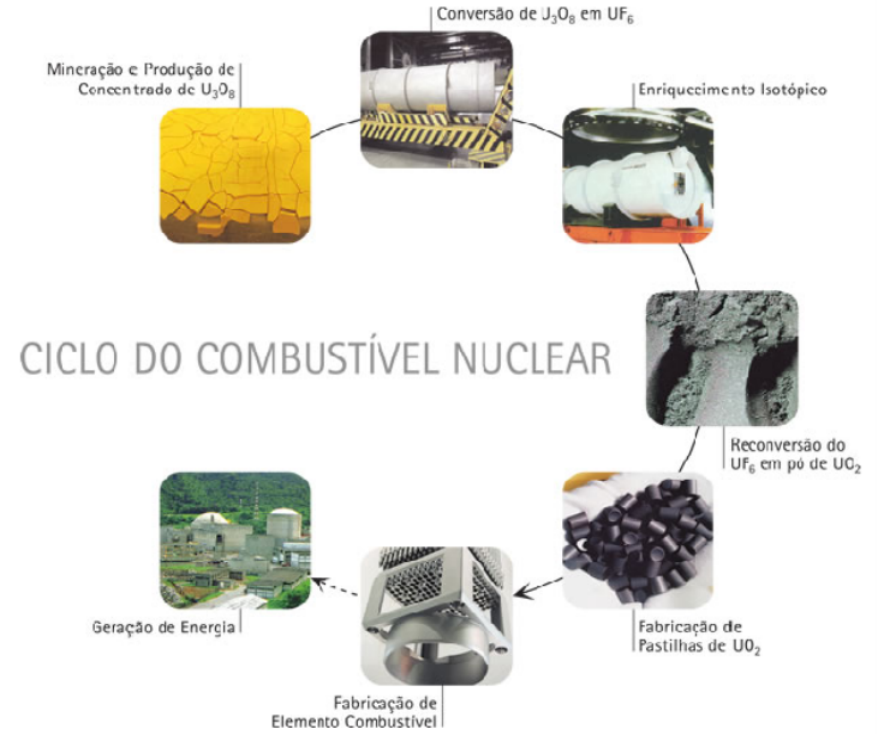


Figura 3.2: Etapas do ciclo do combustível nuclear no Brasil
Fonte: INB

A discussão de forma sucinta de cada etapa da Figura 3.2 é dada a seguir [3]:

- Mineração e beneficiamento – depois de retirada do solo, a rocha contendo urânio é triturada. Em seguida, ela é submetida a um processo químico que separa o urânio de outros materiais a ele associados na natureza. O resultado desta primeira etapa do ciclo do combustível é o concentrado de urânio (*yellowcake*). Esta etapa é realizada no Brasil, atualmente na Unidade de Concentração de Urânio em Caetité, BA.

- Conversão – o concentrado de urânio é dissolvido e purificado, e então convertido para o estado gasoso, o hexafluoreto de urânio (UF_6), e é somente em forma de gás que ele pode ser enriquecido, passando para a próxima etapa do ciclo do combustível nuclear. Esta etapa ainda não é realizada no Brasil.

- Enriquecimento de UF_6 – é o aumento da concentração do urânio o que torna possível a sua utilização como combustível. Essa concentração do isótopo ^{235}U passa de 0,7%, como ele se encontra na natureza até 5% (suficiente para que ele gere energia). O Brasil utiliza a tecnologia da ultracentrifugação para enriquecer o urânio na Fábrica de Combustível Nuclear da INB em Resende, RJ.

- Reconversão – o gás enriquecido é reconvertido em pó de dióxido de urânio (UO_2). Esta etapa é realizada na Fábrica de Combustível Nuclear da INB em Resende, RJ.

- Fabricação de pastilhas – é com o urânio enriquecido sob a forma de pó que são fabricadas pastilhas com cerca de um centímetro de diâmetro. Esta etapa é realizada na Fábrica de Combustível Nuclear da INB em Resende, RJ.

- Fabricação de elemento combustível – as pequenas pastilhas de urânio enriquecido são colocadas dentro de varetas de uma liga de aço especial – o zircaloy. Em seguida, as varetas são organizadas em feixes, formando uma estrutura firme de até 5 metros de altura - o elemento combustível nuclear. Esta etapa é realizada na Fábrica de Combustível Nuclear da INB em Resende, RJ. A Figura 3.3 mostra, de forma esquemática, um elemento combustível e a vareta.

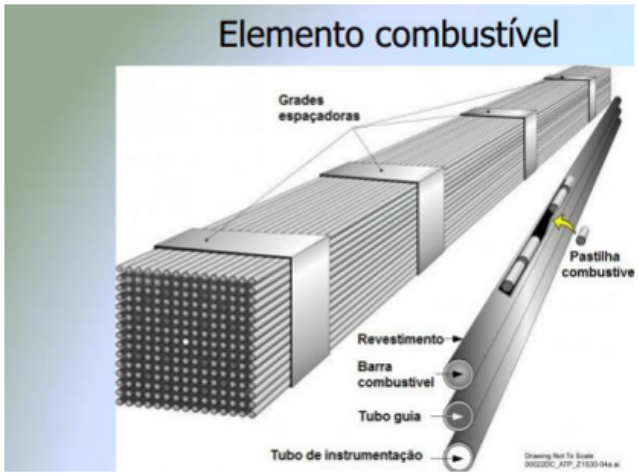


Figura 3.3: Vareta e elemento combustível
Fonte: INB

- Geração de energia – é a fissão dos átomos de urânio que estão contidos no combustível nuclear dentro do núcleo do reator que gera calor, aquecendo a água, e transformando-a no vapor que faz movimentar as turbinas, gerando assim energia. Esta etapa do ciclo do combustível nuclear é realizada nas usinas nucleares em Angra dos Reis, RJ, pela Eletrobras/Eletronuclear.

3.2.2 A Atividade de Enriquecimento Isotópico de Urânio

Apenas 0,7% do urânio natural é físsil, ou seja, capaz de sofrer fissão nuclear. Este, é o processo pelo qual a energia é produzida em um reator de uma usina nuclear. A forma (ou isótopo) do urânio que é físsil é ^{235}U, enquanto o restante é ^{238}U. Cerca de 3,5% - 5% do isótopo físsil ^{235}U é necessário para manter a reação de fissão em cadeia.

Assim, um processo físico comumente denominado de enriquecimento isotópico de urânio deve ser utilizado para aumentar (ou enriquecer) a concentração de ^{235}U, para isso é necessário que o urânio esteja na forma gasosa [15].

O processo de enriquecimento consiste em alterar a distribuição isotópica do urânio existente na natureza, aumentando a proporção do isótopo ^{235}U, criando condições para a realização da reação em cadeia. Os combustíveis de reatores comerciais do tipo Reator de Água Pressurizada (Pressurized Water Reactor - PWR) são enriquecidos em níveis de 3,5% - 5,0%. Para reatores de submarinos nucleares ou reatores de pesquisa, o nível de enriquecimento é da ordem de 20% [16].

Um elemento chave da cadeia do processo de produção de urânio enriquecido é a centrífuga a gás. Neste equipamento estão concentradas as características principais do fabricante e as principais diferenças existentes na tecnologia de separação. As características da centrífuga a gás determinam em grande parte os parâmetros econômicos de toda a produção [17].

A centrífuga de separação gasosa é essencialmente um cilindro vertical oco que é girado em torno de seu eixo a uma alta velocidade angular dentro de um invólucro. A Figura 3.4 apresenta um desenho esquemático de uma máquina de ultracentrífuga. O UF_6 gasoso é alimentado no rotor e acelera até a velocidade angular do rotor. A força centrífuga faz com que as moléculas $^{238}UF_6$ mais pesadas se movam para mais perto da parede do rotor e produza a separação parcial dos isótopos ^{235}U e ^{238}U [18].

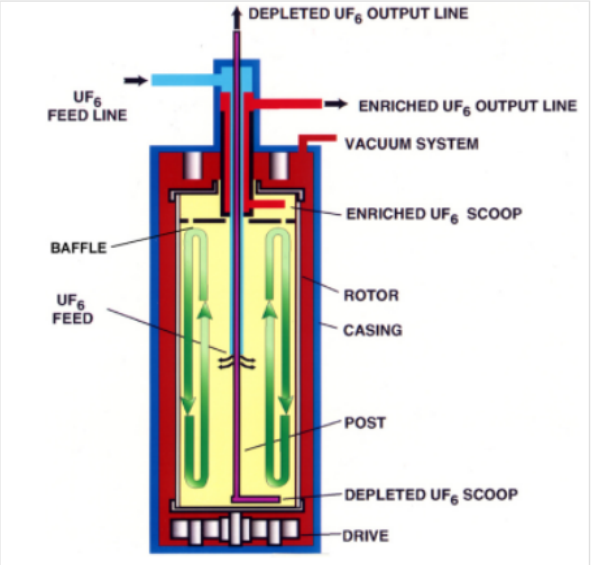


Figura 3.4: Diagrama esquemático de uma centrífuga de separação gasosa.
Fonte: [18]

A separação por centrifugação de gás usa o princípio da força centrífuga para criar um gradiente de densidade em um gás contendo componentes de diferentes pesos moleculares. A força centrífuga faz com que as moléculas mais pesadas se movam mais perto da parede externa da centrífuga do que as moléculas mais leves [18].

Como define MIGLIAVACCA [19], a centrifiga a gás ou ultracentrifugação em fase gasosa realiza a separação da mistura $^{235}UF_6$ e $^{238}UF_6$ em decorrência da dependência direta das massas isotópicas da força centrífuga. Essa força atua sobre a mistura isotópica presente em fase gasosa no interior de um cilindro oco, o rotor, que se encontra em movimento com elevada frequência de rotação (ou velocidade angular). Em virtude do campo centrífugo assim criado ao longo do raio do rotor, se estabelece um gradiente radial de pressão, que depende da massa do gás, obtendo-se o aumento da concentração do isótopo leve (desejado) nas proximidades do eixo de rotação e ao mesmo tempo, o aumento da concentração do outro isótopo (pesado) na parede interna do rotor.

Induzindo um fluxo de contracorrente vertical obtém-se uma multiplicação do efeito elementar da separação radial. Assim, a diferença entre a composição do topo e do fundo do rotor da centrífuga se torna maior que a diferença no sentido radial para uma dada posição axial. Usualmente a contracorrente é gerada por um ou ambos os mecanismos básicos: (i) por um coletor estacionário em uma das extremidades do rotor e por uma placa rotativa, girando junto com o rotor, na outra extremidade; e (ii) por correntes de convecção produzidas através do aquecimento

de uma extremidade do rotor e resfriamento da outra ou através do estabelecimento de um gradiente de temperatura ao longo da parede do rotor [19].

Uma estimativa do desempenho separativo de uma centrífuga pode ser feito através do valor de seu poder de separação máximo teórico, dado por:

$$\delta U^{t}_{max} = \frac{\pi \rho D Z}{2} \left[\frac{\Delta M \upsilon^2}{2RT} \right] . \frac{238}{352} \tag{3.1}$$

kg/s = UTS/s
Fonte: [19].

Onde:

- ρD - é o produto da densidade pelo coeficiente de difusão do gás de processo UF_6.
- Z - é o comprimento útil do rotor (m).
- υ - é a velocidade periférica do rotor (m/s).
- T - é a temperatura média do gás (K).
- ΔM - é a diferença entre as massas moleculares dos isótopos pesado e leve (ΔM=0.003 kg/mol).
- R - é a constante universal dos gases.

Em virtude da grande semelhança existente entre as propriedades físicas e químicas das moléculas isotópicas, não se obtém uma separação suficientemente grande, quando esta é levada a efeito através de um único processo. Por este motivo, na realização prática da separação de isótopos, este processo é repetido inúmeras vezes em uma instalação formada por um conjunto de unidades idênticas, ligadas em série e em paralelo, que recebe o nome de cascata de separação de isotópica [20].

A Figura 3.5 apresenta um arranjo de uma cascata de centrifugas utilizada pela empresa russa Rosatom, bem como a foto de uma centrífuga utilizada pela empresa Urenco [17] .

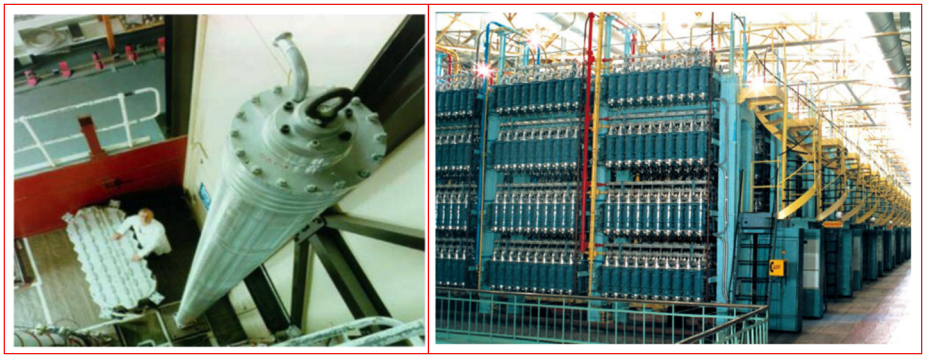


Figura 3.5: Foto esquemática de uma centrífuga modelo URENCO, parte esquerda da figura, e disposição em cascata de ultracentrífugas utilizada pela empresa ROSATOM, parte direita da figura.
Fonte: [17]

Na prática, as cascatas em uma planta de centrifugação são organizadas para equilibrar a eficiência do desempenho e a flexibilidade operacional. Para produzir uma taxa de fluxo de produto que seja prática para retirada, várias cascatas com arranjos idênticos são conectadas em paralelo para formar unidades de produção. Cada cascata de uma unidade de produção contém algumas milhares (ou menos) de centrífugas que recebe a mesma concentração de alimentação e produz o mesmo produto e as mesmas concentrações de rejeito [18].

Qualquer que seja o processo de separação empregado, o efeito elementar de separação ocorre no elemento de separação, que separa o material introduzido em duas frações, uma enriquecida e outra empobrecida no isótopo desejado. Um grupo de unidades de separação ligadas em paralelo define um estágio, quando a quantidade de material processado por um único elemento de separação é pequena. No estágio, todas as unidades de separação são alimentadas com material de mesma composição isotópica e produzem individualmente frações enriquecidas, ou produtos, e frações empobrecidas, ou rejeitos, com composições iguais entre si. Quando a extensão da separação obtida na realização, em uma só etapa, é pequena, a aplicação prática desses processos para alcançar os níveis de enriquecimento desejados, requer a repetição em uma cascata de separação de isótopos. A ligação em série de um grupo de estágios forma então uma cascata de separação isotópica, conforme mostra o desenho esquemático da Figura 3.6, de modo que a corrente enriquecida em um estágio alimenta um estágio seguinte (superior), a fim de obter-se desse modo a repetição do processo de separação elementar. Portanto, a cascata de separação de isótopos é basicamente um conjunto ordenado de estágios ligados em série [19].

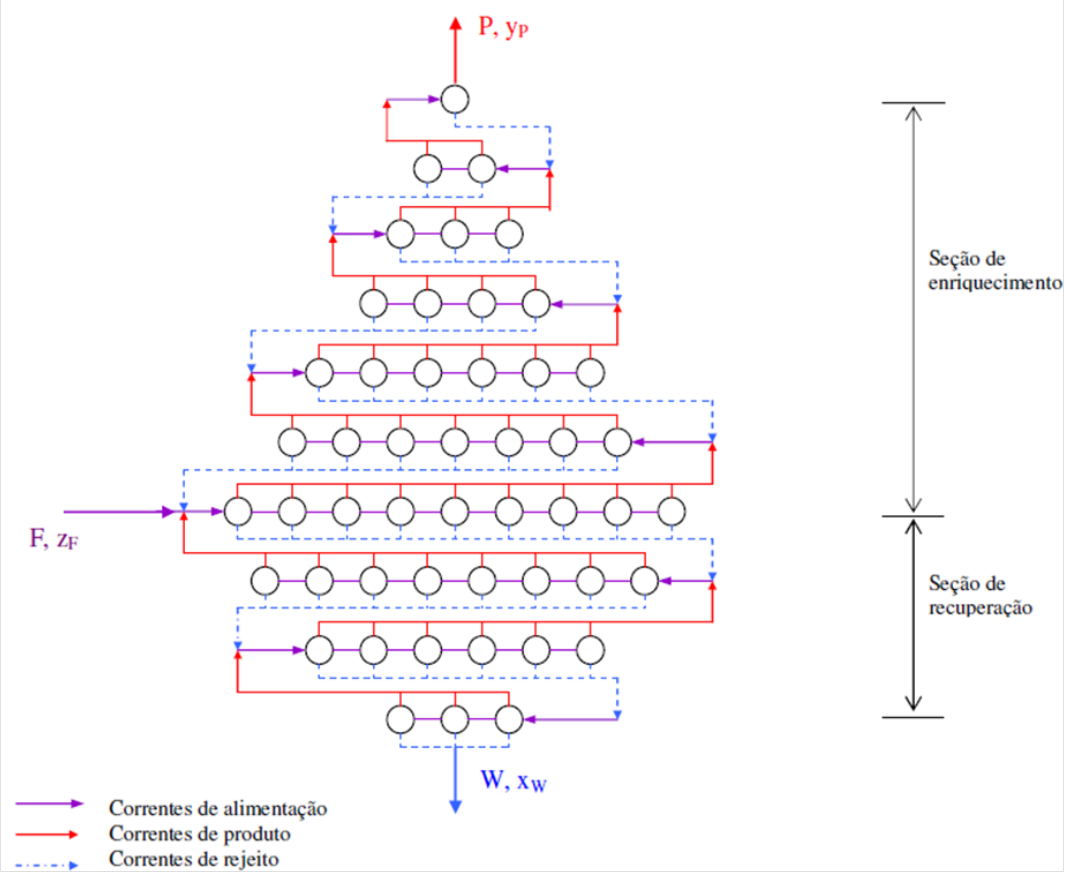


Figura 3.6: Desenho esquemático de um conjunto de centrífugas formando uma cascata

Fonte: [19]

Onde:

- F, P e W são as vazões de UF_6 nas correntes de alimentação, produto e rejeito, respectivamente.
- z_f, y_p e x_w são os teores isotópicos de UF_6 nas correntes de alimentação, produto e rejeito, respectivamente.

3.2.3 Difusão Molécular de Material na Direção Radial

Na teoria apresentada a seguir é necessário considerar as seguintes premissas para a definição da difusividade molecular na direção radial: é designado por r_2 o raio interno do rotor e por ω (rad/s), a velocidade angular do rotor. É admitido, ainda, que em relação à fase gasosa se encontram sempre satisfeitas as seguintes hipóteses: (1) o gás gira com o cilindro e, portanto, apresenta a mesma velocidade angular ω ; (2) o gás segue a lei do gás ideal nas condições de pressão e temperatura que prevalecem no interior do rotor, e (3) a temperatura do gás é mantida constante.

Para a descrição sobre a teoria geral da separação de isótopos por centrifugação, será apresentada a abordagem utilizada por JORDAN [20].

Seguindo as considerações abaixo:

- Apenas gás puro com peso molecular M no interior da centrifuga.
- Movimento esclusivamente circular.
- Sistema de coordenadas cilindricas (r, θ, z) girando com o gás e com origem no eixo de rotação.
- Em virtude do movimento de rotação, atua então sobre a unidade de massa do gás, situada no raio r, a força centrífuga ω^2, a qual estabelece na direção radial o gradiente de pressão dp/dr

Considerando ρ, a densidade do gás (g/cm^3), da hidrodinâmica vem:

$$\frac{\partial P}{\partial r} = \rho\omega^2 r \tag{3.2}$$

Combinando com a equação de gás ideal 3.3:

$$P = \frac{\rho RT}{M} \tag{3.3}$$

A equação 3.4 representa o gradiente de densidade na direção radial:

$$\frac{\partial \rho}{\partial r} = \frac{\rho M}{RT}\omega^2 r \tag{3.4}$$

em que T é a temperatura absoluta do gás e R é a constante dos gases ideais. A integração da equação 3.4 fornece a distribuição da densidade em função do raio:

$$\rho(r) = \rho(0)E^{\frac{M(\omega r)^2}{2RT}} \tag{3.5}$$

A difusão das moléculas na direção radial fornece a densidade de corrente ou fluxo J$_\mathrm{d}$ (g/s.cm^2), que através da primeira lei de Fick e da equação 3.4 é:

$$J_d = -D\frac{\partial \rho}{\partial r} = -D\rho\frac{M\omega^2 r}{RT} \tag{3.6}$$

em que D é o coeficiente de difusão.

3.2.4 Sistema de Homogeneização e Recomposição Isotópica

O enchimento de um cilindro de UF_6 enriquecido não é homogêneo, no que se refere ao teor isotópico. Há uma estratificação do teor de UF_6. A homogeneização é alcançada liquefazendo o material a uma temperatura de 80 ºC em uma autoclave.

A Figura 3.7 mostra uma autoclave de homogeneização aberta e um cilindro com UF_6 enriquecido (cilindro 30B).

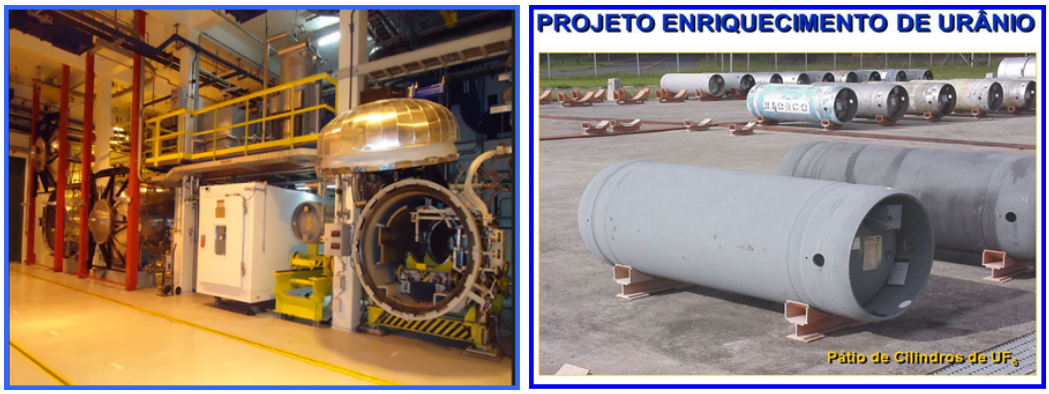


Figura 3.7: Autoclave de homogeneização, parte esquerda da figura e cilindro 30B (urânio enriquecido), parte direita da figura
Fonte: Cortesia INB

Outra característica importante referente ao enchimento de cilindros com UF_6 enriquecido é que nem sempre o teor alcançado é o desejado. Neste caso, há a necessidade de corrigir o teor isotópico, atividade esta denominada de recomposição isotópica de UF_6.

3.3 Análise Probabilística de Segurança (APS)

As primeiras aplicações em larga escala da metodologia probabilística à segurança nuclear foram as análises de risco realizadas na década de 1970 sucessivamente nos Estados Unidos da América, Reino Unido, República Federal da Alemanha e outros países. Segundo afirmam FULLWOOD e HALL [21], desenvolveu-se ao longo da última parte do século passado para avaliar e, assim, aumentar a segurança em indústrias que possuem possibilidade remota de afetar muitas pessoas. A gênese da APS estava na indústria espacial para obter uma melhor confiabilidade dos equipamentos.

Para executar essas tarefas, a APS integra informações sobre projeto de planta, práticas operacionais, histórico operacional, confiabilidade de componentes, comportamento humano, fenômenos de acidentes e (em sua aplicação mais ampla) potenciais efeitos ambientais e de saúde. A abordagem visa atingir a integridade na identificação de possíveis falhas, deficiências e vulnerabilidades da planta e fornecer uma imagem equilibrada da importância de segurança de um amplo espectro de questões, incluindo as incertezas dos resultados numéricos [22].

A análise de perigos (a estimativa da frequência de exceder uma determinada

intensidade) deve ser baseada em uma avaliação probabilística específica para o local que reflita dados recentes disponíveis, informações específicas do local e condições da planta construída e operada. Dados históricos ou modelos fenomenológicos ou ambos devem ser usados na análise. Dados atualizados sobre a ocorrência de perigos e metodologia específica de análise devem ser sempre usados quando disponíveis [23].

A APS é cada vez mais utilizada em muitos países que operam reatores como uma ferramenta de avaliação de risco associada a uma ampla gama de cenários de acidentes potenciais, identificação de efeitos adversos de vários contribuintes de risco e determinação das medidas para um melhor gerenciamento do risco da planta [24].

Geralmente, é aplicada com base em uma abordagem lógica e sistemática que faz uso de avaliações realistas de equipamentos e desempenho do operador da planta como base para cálculos de risco. Isso, em princípio, tem o potencial de produzir uma compreensão do risco inerente da planta operacional em uma faixa muito mais ampla de condições do que os métodos determinísticos tradicionais que geralmente definem o que é assumido como um conjunto delimitador de condições de falha [24].

O sucesso da APS na identificação de vulnerabilidades e possíveis melhorias na segurança da planta está frequentemente relacionado ao processo de realização de tais investigações. Esse processo abre novas oportunidades para detectar deficiências de segurança e estimula as pessoas envolvidas a melhorar a segurança da fábrica por meio de um repensar cuidadoso de toda a gama de possíveis problemas de funcionamento. Essa visão 'ortogonal' independente do sistema técnico está entre os méritos mais importantes da APS. Ressalta-se que tal benefício requer uma atitude questionadora por parte do analista [22].

Uma análise de pior caso sobre as consequências de um grande acidente nuclear, WASH-740, em que focou o estudo sobre os perigos de acidente de perda de refrigerante, considerando-o como a principal fonte de liberação de radiação para o ambiente, indicou um grande perigo potencial com probabilidade de ocorrência desconhecida. Houve estudos probabilísticos de riscos em pequena escala, mas o primeiro estudo aprofundado foi iniciado pela Comissão de Energia Atômica dos EUA em setembro de 1972 [21].

3.4 Avaliação de Perigos

A análise de perigos em instalações nucleares nasceu praticamente na mesma época do início de desenvolvimento das atividades do setor. Assim, a atividade nuclear se diferencia das demais atividades industriais. Os testes militares durante a Segunda Guerra Mundial envolvendo artefatos nucleares impressionaram muito a

opinião pública mundial. Dessa forma, os defensores da utilização pacifica da energia nuclear precisavam desenvolver mecanismos de segurança capazes de convencer que instalações nucleares eram seguras.

Atualmente, há uma crescente consciência de que, para atender satisfatoriamente aos objetivos comerciais de uma organização, é importante identificar e quantificar da maneira mais viável a exposição ao risco. Pode-se então decidir se se aceita o risco de acidentes ou incidentes ou se transfere o risco por meio de seguro [25].

Segundo ERICSON [26], há uma relação direta entre perigo e acidente. A Figura 3.8 ilustra a relação perigo-acidente de uma perspectiva diferente. Neste ponto de vista, um perigo e um acidente estão em extremidades opostas. Novamente, algum evento de transição causa a mudança do estado de risco condicional para o estado de acidente atual. Ambos os estados parecem quase os mesmos, a diferença é que o tempo verbal mudou de se referir a um evento potencial futuro para se referir ao evento atual, onde alguma perda ou lesão foi experimentada.

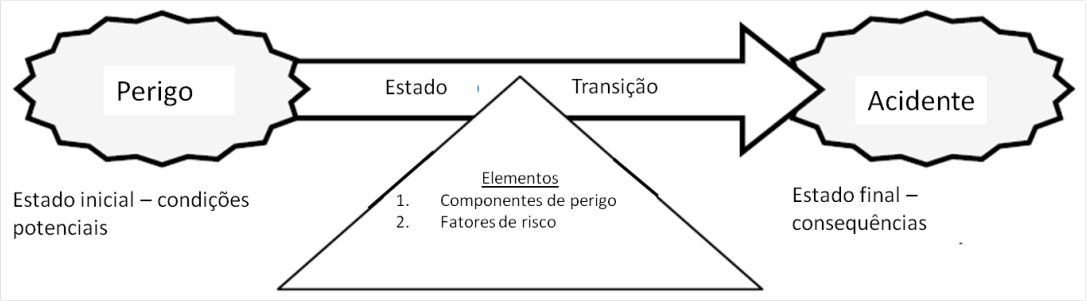


Figura 3.8: Estado de Transição entre perigo e acidente
Fonte: [26]

Entre os estados inical (perigo) e estado final (acidente), existe o estado de transição simbolizado pelo triângulo da Figura 3.8. ERICSON [26] define que o triângulo de perigo ilustra que um perigo consiste em três componentes necessários e acoplados, cada um dos quais forma o lado de um triângulo. Os lados do triângulo representam a fonte do perigo, o mecanismo iniciador e a consequência. Todos os três lados do triângulo são essenciais e necessários para que exista um perigo. Remova qualquer um dos lados do triângulo e o perigo será eliminado porque não é mais capaz de produzir um acidente (ou seja, o triângulo está incompleto). Reduzindo a probabilidade do lado do triângulo que se refere ao mecanismo iniciador, reduz-se a probabilidade de acidente. Similarmente, reduzindo um elemento no lado da fonte do perigo ou a consequência, reduzem-se as consequências do acidente.

Há dois pontos-chave a serem lembrados sobre o processo de transição perigo-acidente. Primeiro, geralmente há algum tipo de acúmulo de energia na fase de transição, o que acaba causando o dano do acidente. Segundo, geralmente há um

ponto sem retorno para o acidente, onde não há possibilidade de reversão. Cada perigo individual é único e, portanto, o período de tempo da transição é exclusivo para cada perigo [26].

Conforme define ERICSON [26], a análise de perigos fornece a base para a segurança do sistema e, é realizada para identificar perigos, efeitos de perigos e fatores causais de perigos. A análise de perigos é usada para determinar o risco do sistema, determinar a significância dos perigos e estabelecer medidas de projeto que eliminarão ou mitigarão os perigos identificados. Examina sistematicamente sistemas, subsistemas, instalações, componentes, software, pessoal e suas inter-relações, levando em consideração a logística, treinamento, manutenção, teste, modificação e ambientes operacionais

Sua utilização em atividades industriais visa minimizar o potencial de ocorrência de acidentes, utilizando técnicas de prevenção e de proteção. Fornece aos tomadores de decisão e às partes responsáveis um entendimento aprimorado dos riscos que poderiam afetar o alcance dos objetivos operacionais do empreendimento [27]. Tem como função, principalmente, fornecer uma melhor compreensão, assim como uma ferramenta útil que possa ser utilizada para garantir a segurança do meio ambiente, público e segurança dos investimentos da instalação [28].

Conforme afirmam NETO e CORREA [29], a análise de riscos constitui-se na base do trabalho submetido ao licenciamento de instalações nucleares, o qual demonstra, aos olhos do órgão licenciador, que os dispositivos técnicos de segurança existentes na instalação nuclear são capazes de mitigar adequadamente a evolução de cada um dos acidentes postulados. Tem como função principal fornecer uma garantia razoável de que as operações não podem causar danos aos trabalhadores ou afetar negativamente a saúde do público [30]. Propõe e ultiliza métodos capazes de fornecer elementos concretos que fundamentem um processo decisório para a redução de riscos e perdas em uma instalação nuclear [31].

O risco associado à operação de uma planta de enriquecimento isotópico de urânio está essencialmente ligado ao hexafluoreto de urânio (UF_6) que é um composto tóxico, radioativo e altamente reativo com várias substâncias. Eventos envolvendo a liberação de UF_6 podem acarretar danos à saúde e contaminar o meio ambiente [32].

De uma maneira geral, o objetivo de uma análise de riscos é fornecer estimativas realistas dos riscos potenciais para as pessoas que vivem e trabalham em um ambiente fabril [33]. Em posse dessa análise, devem-se induzir decisões capazes de garantir a redução a níveis aceitáveis destes riscos.

O trabalho de A. S. M. ALVES *et al.* [34] teve como objetivo aplicar uma análise

quantitativa de riscos na atividade que consiste em realizar uma transferência de resíduos líquidos de Angra 1, por um tanque contêiner cujo volume é de 10 m^3, para ser processado em Angra 2. A análise levou em consideração os acidentes radiológicos com e sem a liberação de material radioativo durante a operação de transferência de resíduos líquidos envolvendo radiação ionizante. O estudo realizado mostrou que a dose de radiação e os riscos estão dentro de valores aceitáveis. Foi utilizada como ferramenta de análise a APP que considerou os cenários de incidentes e/ou acidentes postulados para a operação de transferência.

Em DE ARAÚJO MARIN e DE OLIVEIRA NETO [35] foi mostrado um método para Análise Preliminar de Risco de uma instalação de produção de UF_6. O método proposto identificou os perigos associados à produção e avaliou as consequências de eventos indesejados. Constatou-se que, embora a instalação manipule material radioativo, os principais riscos podem estar associados à liberação de substâncias químicas tóxicas, como fluoreto de hidrogênio, amônia anidra e ácido nítrico. É importante ressaltar que o risco químico dos compostos utilizados para a produção de UF_6 é maior que o risco oriundo da radiação ionizante.

O trabalho de DE O. NETO *et al.* [32] consistiu em desenvolver um método para a identificação e análise de risco em instalações nucleares de enriquecimento isotópico de urânio. Os principais eventos possíveis de ocorrer na instalação foram identificados e classificados. Um modelo para avaliar a severidade que leva em consideração a dose equivalente efetiva comprometida de radiação, via inalação de urânio, foi apresentado. Foi demonstrado que nas liberações acidentais para a atmosfera predomina o efeito tóxico-químico do UF_6. Outro ponto interessante no trabalho é que os cenários com maior risco foram apontados (cenários em que o UF_6 está na fase líquida), bem como cenários com o UF_6 subpressurizado apresentaram riscos menores.

DE OLIVEIRA NETO *et al.* [10] realataram os aspectos relevantes de segurança relacionados a vazamentos acidentais de UF_6 internamente a edifícios confinadores de processo. Cenários acidentais postulados foram analisados e suas consequências avaliadas. As taxas de vazamentos internos foram estimadas. Um modelo matemático dependente do tempo foi usado para prever as concentrações de UF_6, HF e UO_2F_2 dentro de um edifício, bem como avaliar os termos fontes liberados para a atmosfera. Por fim, resultados de dispersão de UF_6 e seus produtos de reação foram apresentados.

O trabalho desenvolvido por NARDOCCI e DE OLIVEIRA NETO [13] apresentou um estudo que comparou os riscos químicos e radiológicos do UF_6 e seus produtos de hidrólise. Mostrou que os riscos químicos são superiores, mesmo para altos níveis

de enriquecimento. Apontou sobre a necessidade de ser levado em consideração que o potencial de risco radiológico associado à uma instalação de enriquecimento de urânio é consideravelmente inferior ao de um reator de potência. Isto pode ser melhor entendido se for considerado que em uma instalação de enriquecimento de urânio, o maior potencial de liberação de UF_6 está associado aos sistemas onde ele é encontrado no estado líquido e, mesmo no caso de grandes liberações, devido às suas propriedades físicas e químicas, tem um menor potencial para causar consequências sérias para os indivíduos do público quando comparado a um acidente com liberação de produtos de fissão de um reator nuclear.

No estudo de modelos de dispersão realizado por BRAGA e DE OLIVEIRA NETO [36], foi analisada a dispersão de HF e a incorporação de urânio em função da distância do ponto de liberação. O termo fonte de material liberado pelo cilindro foi estimado. A taxa de liberação, a temperatura do material no momento da liberação, as condições conservadoras da posição da válvula e o tempo de vazamento foram considerados, conforme descrição da Tabela 3.2.

Tabela 3.2: Parâmetros característicos do vazamento do UF_6

Parâmetros cilindro 30B	Valores
Massa total de UF_6, kg	2.277
Temperatura do UF_6, ^oC	93
Taxa média de liberação, kg/s	2,79
Massa total liberada, kg	2.121
Tempo total de liberação, s	720

Fonte: [36]

A ruptura da linha de gás UF_6 conectada ao cilindro de UF_6 a 80 ^oC foi considerada como um acidente postulado para usinas de enriquecimento de urânio no trabalho de OKAMOTO e KIOYSE [37]. Foi estimada a quantidade liberada de vapor de UF_6 com base em um modelo de cálculo simplificado. Exemplos numéricos mostraram que cerca de 52% da quantidade inicial de UF_6 foram vaporizados a 80° (temperatura do UF_6 líquido no cilindro). O diâmetro de ruptura da fenda de vazamento foi considerado em $2{,}54x10^{-2}$ m.

Uma descrição a respeito dos efeitos de toxicidade química do UF_6 comparada aos efeitos agudos da radiação ionizante. O trabalho mostrou que os efeitos químicos das exposições agudas ao UF_6 são comparados aos efeitos não estocásticos de doses agudas de radiação de 25 rem para corpo inteiro e 300 rem para a tireoide. A análise conclui que uma ingestão de cerca de 10 mg de urânio na forma solúvel é aproximadamente comparável, em termos de efeitos iniciais, a uma dose aguda de corpo inteiro de 25 rem, porque ambos estão logo abaixo do limite para efeitos não estocásticos significativos. "Da mesma forma, uma exposição ao HF em uma

concentração de 25 mg/m^3 por 30 minutos é aproximadamente comparável porque não haveria efeitos não estocásticos significativos ” [14].

3.5 Identificação de Perigos e Análise de Riscos

3.5.1 Análise Preliminar de Perigos - APP

A segurança do sistema envolve uma abordagem de ciclo de vida baseada na ideia de que as medidas de prevenção de acidentes e incidentes devem ser iniciadas o mais cedo possível na vida de um sistema e realizadas até o final de sua vida útil [26].

Um processo de gerenciamento de riscos pelo qual a segurança é alcançada utiliza recursos como identificação, avaliação e controle de riscos. É um processo fechado em que os perigos são identificados e rastreados até que uma ação aceitável seja implantada e verificada [26]. Conforme define ZAKY [28], o gerenciamento geralmente inclui a identificação de riscos, avaliação, priorização e mitigação de riscos.

A etapa de identificação de riscos é uma fase fundamental para reconhecer as potenciais incertezas e possibilita que um tomador de decisão ou um grupo de tomadores de decisão se tornem conscientes da realidade da instalação [28].

A utilização de uma ferramenta estruturada de avaliação é normalmente um recurso que não pode ser descartado. A identificação de perigos é um item importante de segurança do sistema e, portanto, a compreensão correta da teoria de perigos é essencial [26]. A ferramenta estruturada selecionada neste trabalho para a identificação de perigos e análise de riscos foi a análise preliminar de perigos - APP. O critério de seleção para a APP está descrito no capítulo 3.

A APP se concentra em todos os eventos perigosos cujas falhas se originam na instalação sob análise, incluindo falhas intrínsecas de equipamentos, instrumentação e materiais, bem como erros humanos. A APP identifica os perigos, causas, efeitos (consequências) e as categorias de gravidade correspondentes. Observações e recomendações relativas aos perigos identificados estão incluídas, e os resultados são apresentados em um planilha padronizada [34].

A APP é uma ferramenta útil ao analisar os sistemas existentes para frisar a importância dos perigos e riscos para uma análise adicional ou quando as circunstâncias impedem a utilização de uma técnica mais extensiva [27]. É uma metodologia fundamentada na identificação dos perigos que podem ser causados através de eventos indesejáveis. A aplicabilidade desta metodologia abrange desde a fase de projeto como a de início de operação de um sistema e também na revisão geral de segurança

de um sistema já em operação [38].

3.5.2 Matriz de Riscos

Por força de Norma, a CNEN[39] exige que as intalações nucleares avaliem e gerenciem seus riscos referentes às atividades desenvolvidas. Assim, os riscos reais do processo podem ser quantificados, as recomendações podem ser melhor priorizadas e o dinheiro gasto em segurança pode ser alocado adequadamente. Para tal, uma combinação de análise qualitativa estendida para uma análise quantitativa é necessária. As informações são inicialmente coletadas por uma equipe familiarizada com o processo e as técnicas de análise de segurança, os riscos reais são determinados, as recomendações são desenvolvidas e o sucesso esperado da implantação de uma determinada recomendação é avaliado [40].

Nas avaliações iniciais de riscos, para cada cenário de incidente potencial identificado, as salvaguardas adequadas ou não, normalmente dependiam de um julgamento qualitativo do risco do cenário, baseado em uma discussão em equipe sobre a frequencia e a severidade do cenário. As matrizes de risco, atualmente desenvolvidas, se tornaram ferramentas amplamente difundidas para relacionar a frequencia e a severidade do cenário aos limites de risco definidos e aos requisitos de redução de risco [5]. Uma matriz de risco típica desse tipo é mostrada na Figura 3.9.

A metodologia da matriz de risco é um dos métodos de análise de risco muito utilizada para identificar o nível de risco qualitativo. A matriz de avaliação de risco é uma ferramenta para realizar uma avaliação subjetiva de riscos. As bases para a matriz de risco são a definição de risco como uma combinação da gravidade das consequências que ocorrem em um determinado cenário de acidente e sua frequência [28].

Há um sentido em que os riscos mais críticos para a instalação nuclear (aqueles que devem ser o foco da monitoração e esforços de mitigação) são aqueles que são prováveis e prejudiciais, ou seja, aqueles encontrados no topo e à direita da matriz de risco [28].

Segundo ZAKY [28], isso se reflete na numeração descrita no mapa de risco, conforme a Figura 3.9, que mostra a parte superior direita da matriz com numeração I (indicando riscos maiores). Esses riscos são categorizados na matriz de risco e são o foco principal de uma equipe de gerenciamento de risco de projeto prudente.

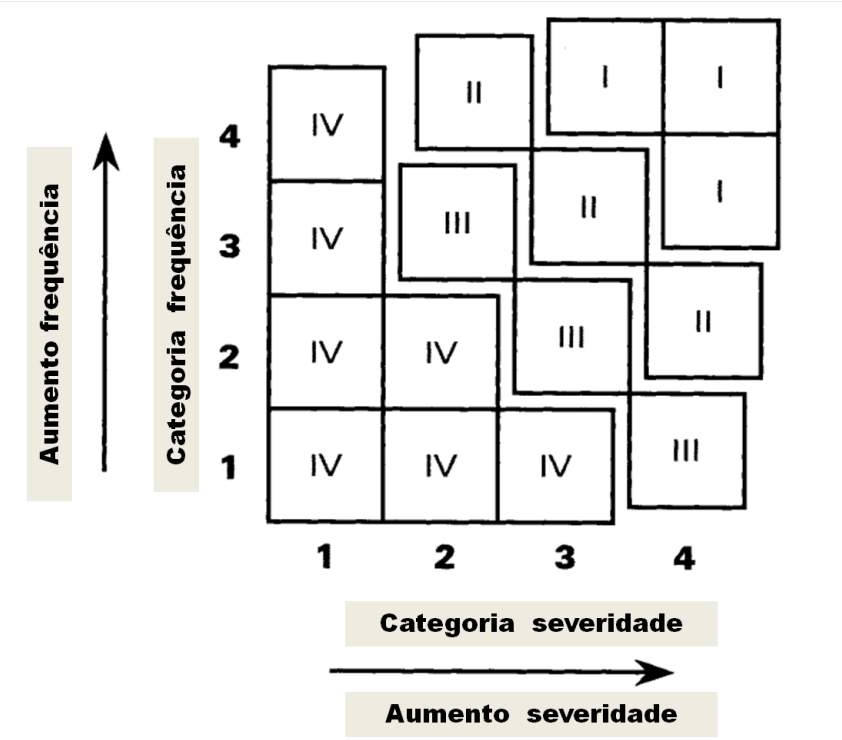


Figura 3.9: Exemplo de uma matriz de risco
Fonte: [5]

3.6 A Lógica *Fuzzy*

A lógica *fuzzy* foi introduzida em 1930 pelo filósofo e lógico polonês Jan Lukasiewicz. Através do estudo de termos do tipo alto, velho e quente, ele propôs a utilização de um intervalo de valores [0,1] que indicaria a possibilidade de que uma declaração fosse verdadeira ou falsa. Em 1937, o filósofo Max Black propôs a idéia de que continuidade descrevia graus. Ele definiu o primeiro conjunto *fuzzy* e descreveu algumas idéias básicas de operações com conjuntos *fuzzy*. Em 1965, Lofti Zadeh publicou um artigo *fuzzy Sets*, que ficou conhecido como a origem da lógica *fuzzy*. Na realidade, Zadeh redescobriu a idéia de fuzzyficacão, identificou e explorou tal conceito, assim como lutou por ele. Portanto, Zadeh ficou conhecido como o "mestre" da lógica *fuzzy* [41].

Conforme afirma ZAKY [28], diferentes pessoas têm diferentes percepções sobre o risco e a associação de suas variáveis dependentes. A lógica *fuzzy* fornece uma excelente estrutura para avaliação e gerenciamento de riscos. As regras *fuzzy* devem ser construídas sobre a experiência humana.

A importância das variáveis *fuzzy* é que elas facilitam transições graduais entre estados e, consequentemente, possuem uma capacidade natural de expressar e lidar com incertezas de observação e medição. As variáveis tradicionais, às quais podemos nos referir como variáveis *crisp*, não têm essa capacidade. Embora a definição de

estados por conjuntos *crisp* seja matematicamente correta, ela é irreal diante de erros de medição inevitáveis. Uma medida que cai em uma vizinhança próxima de cada fronteira precisamente definida entre estados de uma variável *crisp* é tomado como suporte probatório para apenas um dos estados, apesar da inevitável incerteza envolvida nessa decisão. A incerteza atinge seu máximo em cada fronteira, onde qualquer medição deve ser considerada como evidência igual para os dois estados de cada lado da fronteira [42].

O modelo *fuzzy* de fato constrói regras que explicam explicitamente a interface entre o modelo e a experiência do operador, dependência e relacionamentos entre os fatores modelados. Fornece um mecanismo para representar construções linguísticas como "muito baixo", "baixo", "médio", "alto", "muito alto", que reflete o risco Extremo. No geral, a lógica *fuzzy* fornece uma estrutura de inferência que permite capacidades apropriadas de raciocínio humano [28].

Um conjunto *fuzzy* pode ser definido matematicamente atribuindo a cada indivíduo possível no universo do discurso um valor que representa seu grau de pertinência ao conjunto *fuzzy*. Isso corresponde ao grau em que aquele indivíduo é semelhante ou compatível com o conceito representado pelo conjunto *fuzzy*. Assim, os indivíduos podem pertencer ao conjunto *fuzzy* em maior ou menor grau, conforme indicado por um grau de pertinência maior ou menor. Esses graus de associação são muitas vezes representados por valores de números reais variando no intervalo fechado entre 0 e 1 [42].

ZAKY [28] propõe uma metodologia de avaliação de risco utilizando um modelo de lógica *fuzzy*. A base de informações é advinda da matriz de risco convencional e aplicações para as instalações nucleares. A estrutura do sistema de inferência *fuzzy* é formada em fuzzificação, base de conhecimento e defuzzificação. As aplicações do sistema *fuzzy* envolvem analisar e gerenciar o risco em reatores nucleares com base na classificação das informações dos eventos. A entrada e a saída do sistema *fuzzy* são simuladas em valores crisp. O modelo *fuzzy* proposto e as experiências do operador foram os dispositivos para fazer as regras e a conexão inerente entre as variáveis no modelo *fuzzy*. A matriz de risco foi simulada na abordagem *fuzzy* para facilitar como modelo baseado em regras *If-Then*. Os resultados da simulação ilustraram que o sistema de lógica *fuzzy* oferece muitas vantagens para a avaliação de risco, como a modelagem dinâmica em regras *If-Then*. Mapear a análise usando a metodologia proposta é mais fácil devido às vantagens do modelo *fuzzy* Mamdani e às ferramentas de *software* livre em *Matlab*. Uma explanação mais abrangente sobre a escolha do método Mandani é apresentada na seção 4.4 deste trabalho.

Capítulo 4

Metodologia Proposta e Resultados

Neste capítulo são expostas as metodologias desenvolvidas e os respectivos resultados encontrados. Itens como identificação dos cenários de perigos, avaliação de riscos incluindo a quantificação de riscos radiológicos e tóxicos e os resultados da aplicação da lógica *fuzzy* como alternativa ao método convencional da matriz de riscos são explorados ao longo do capítulo.

Segurança de processo pode ser definida como a ausência de incidentes de processo em uma instalação. Para evitá-los, é necessário entender como eles podem ocorrer. O uso de métodos de avaliação de riscos, associados a um processo, pode ajudar as instalações a compreendê-los melhor, bem como reduzir a frequência ou a severidade de possíveis incidentes [5].

CROWL e F.LOUVAR [43] utilizam o procedimento esquemático apresentado na Figura 4.1 para auxiliar na identificação de perigos e avaliação de riscos. Este procedimeto será explorado no desenvolvimento deste trabalho.

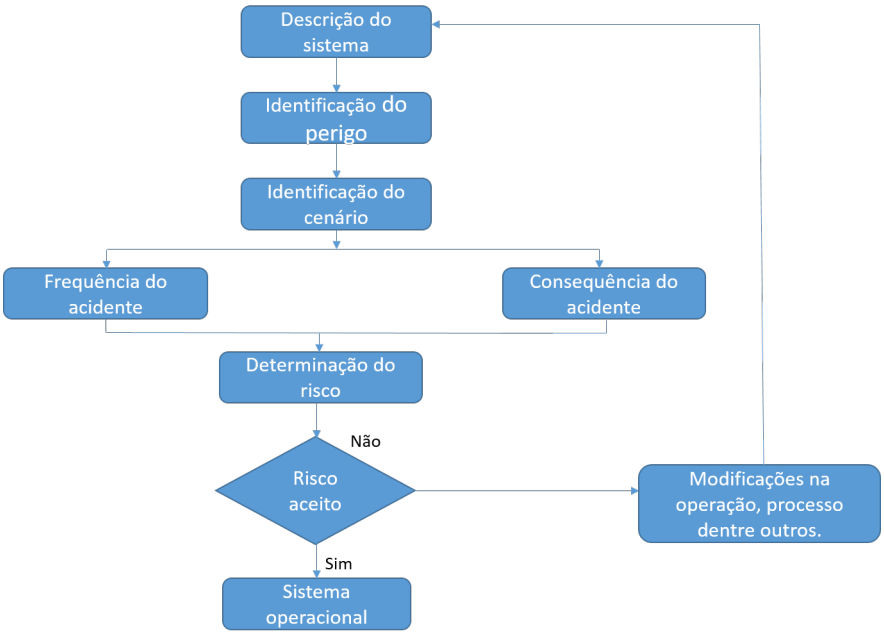


Figura 4.1: Fluxograma indicativo do modelo de identificação de perigos e análise de riscos

Fonte: Adaptado de [43]

Umas das principais dificuldades encontradas no desenvolvimento da metodologia deste trabalho foi encontrar uma ferramenta de identificação de perigos e análise de riscos que atendesse às necessidades intrínsecas da instalação objeto de estudo. Considera-se que esta instalação esteja operacional e que não houve qualquer avaliação de segurança de processo.

A adequação de um método de análise a um determinado empreendimento depende das características técnicas intrínsecas deste empreendimento, dos recursos disponíveis para a análise, tempo disponível para a sua elaboração e da existência de dados técnicos necessários para a sua execução [29].

A ISO [27], apresenta em detalhes uma gama de ferramentas e técnicas que podem ser utilizadas em um processo de identificação de perigos e análise de riscos. Surgem, desta forma, dificuldades em saber qual é a mais adequada para a instalação nuclear em estudo.

Com o intuito de tornar mais simples e com menores dificuldades, foram utilizados os critérios de seleção de ferramentas de análise apontados pela Nuclear Regulatory Comission - NRC [44]. O método é estruturado para a escolha da técnica de análise adequada de acordo com o objetivo desejado. Inicialmente, foram coletadas as informações de entrada do processo da instalação pelo preenchimento do formulário apresentado na Figura 4.2.

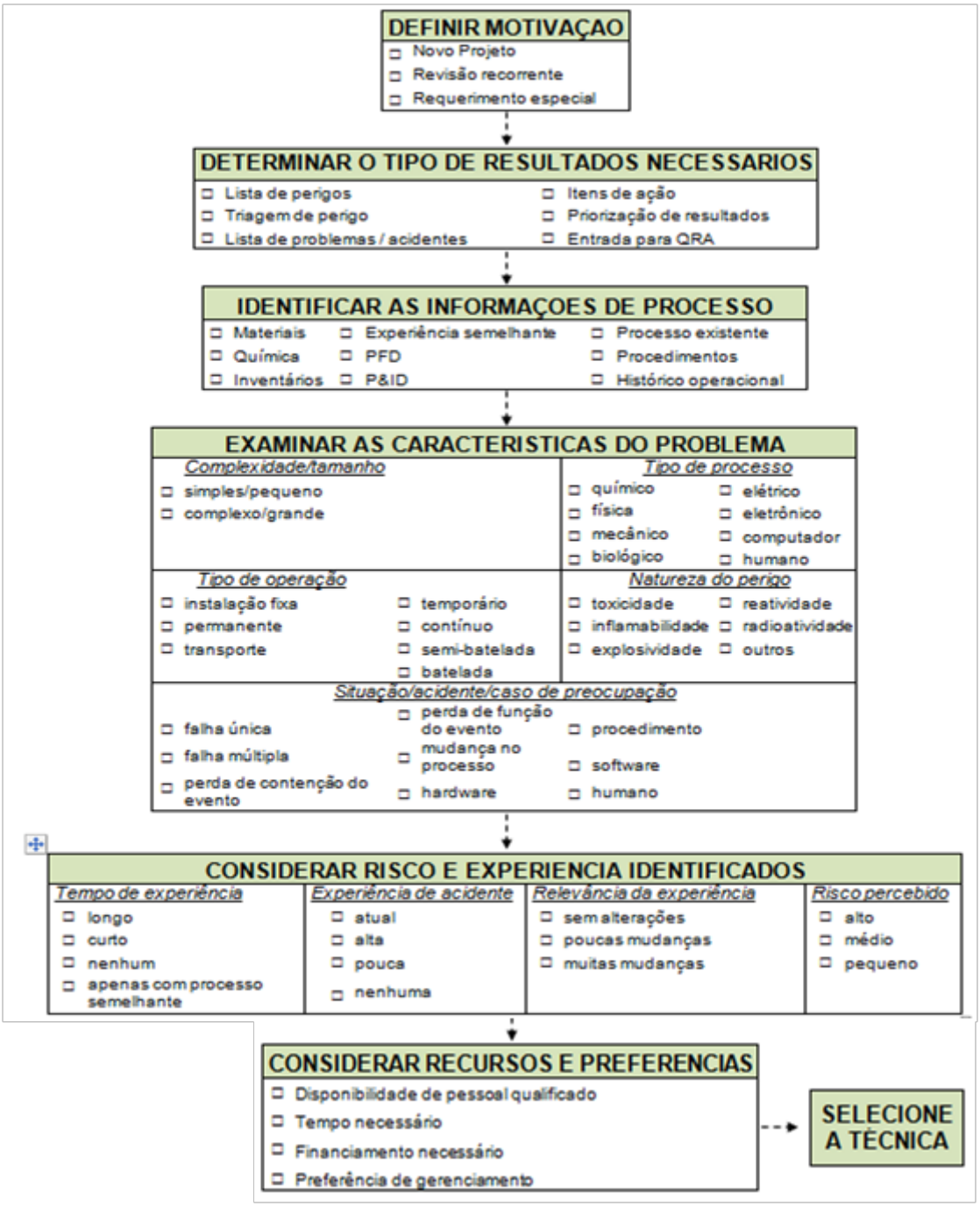


Figura 4.2: Formulário para a escolha da técnica análise de risco
Fonte: [44]

Foi considerado que a instalação não havia desenvolvido nenhuma análise de segurança de processo anteriormente, apesar de a mesma estar em operação.

Com o formulário da Figura 4.2, o passo seguinte é o desenvolvimento das etapas do fluxograma da Figura 4.3. O procedimento direciona para a escolha da ferramenta de identificação e análise de riscos.

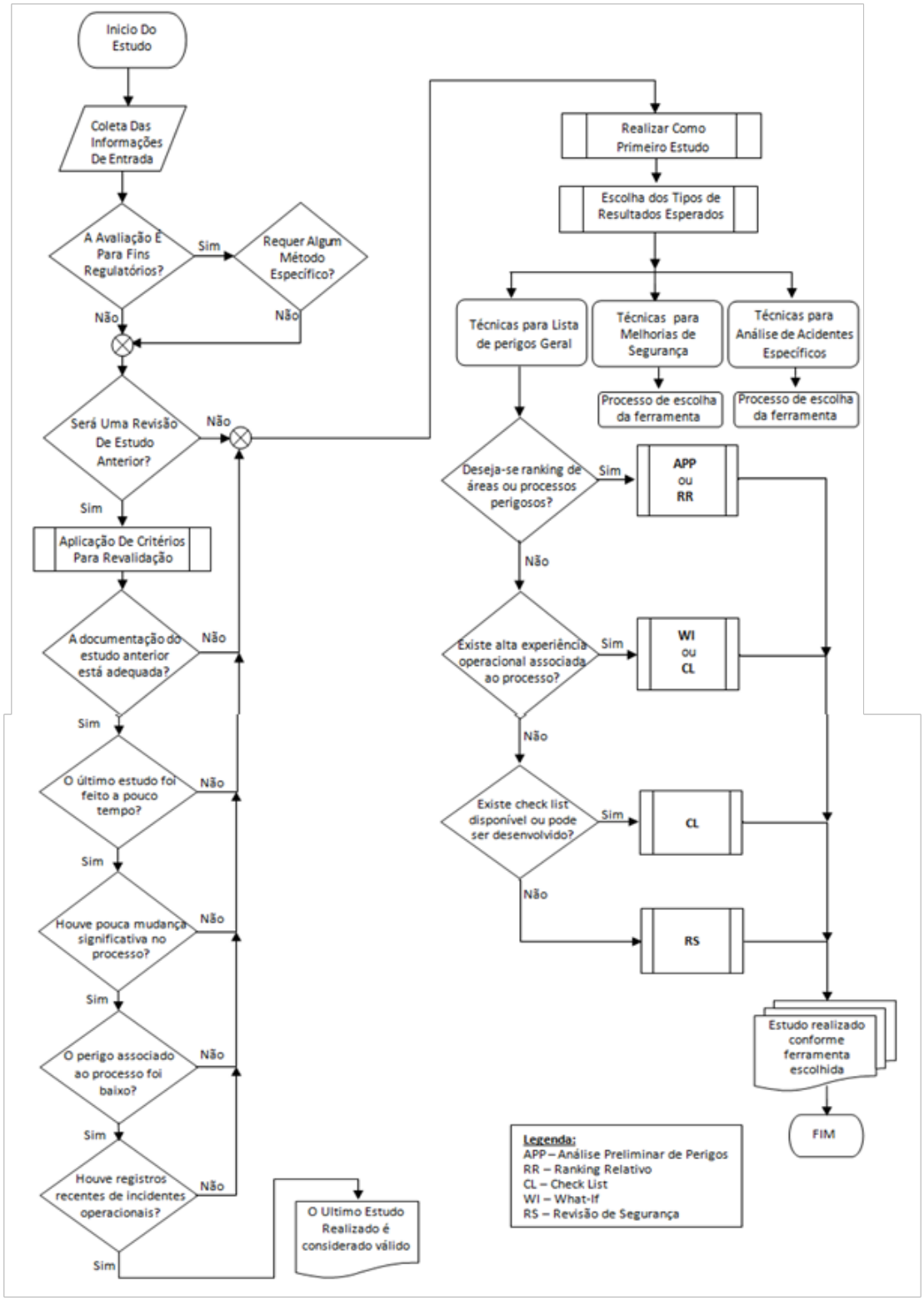


Figura 4.3: Fluxograma para selecionar a técnica de análise de riscos
Fonte: [44]

A ferramenta identificada conforme a Figura 4.3 foi a Análise Preliminar de Perigos (APP). A aplicação desta ferramenta de análise é indutiva, cujo objetivo é identificar os perigos, situações e eventos perigosos que podem causar danos em

uma determinada atividade, instalação ou sistema [27]. É útil quando houver a necessidade de uma ampla identificação e visão geral dos perigos da instalação [44].

4.1 Definição dos Cenários de Perigos

A definição de um cenário de perigo fornece um perfil do comportamento e atividades através das quais as pessoas são expostas e compila as formas de exposições potenciais atuais e futuras previstas, cenários de exposição e os fatores de exposição associados considerados em seu desenvolvimento (por exemplo, taxas de respiração, taxas de ingestão) que são necessários para quantificar o risco. Orienta a análise do risco potencial e fornece o mecanismo para organizar e analisar os cenários e caminhos de exposição [33].

O desenvolvimento de um cenário consiste em quatro componentes principais:

- Definir o limite da área em que os riscos devem ser analisados e considerar as atividades das pessoas presentes ou previstas.
- Identificar as formas de exposição com base nas atividades diárias do operador.
- Descrever cenários de perigos.
- Selecionar os valores para os fatores de exposição que serão usados para avaliar os riscos.

De acordo com DE OLIVEIRA NETO *et al.* [10], os cenários mais graves considerados são aqueles em que o UF_6 está líquido ou os gases UF_6 estão pressurizados. As liberações de um recipiente em que o UF_6 esteja sólido não são consideradas um risco maior. A dispersão do UF_6 sólido não é uma forma que se dispersa rapidamente, pois depende de uma reação lenta com a umidade do ar. Uma liberação de UF_6 de um sistema operando sob vácuo, comum em uma instalação de enriquecimento, também deve ser considerado um risco pequeno. Neste caso, uma fenda permite que o ar úmido externo reaja com o UF_6, e a maior parte do UF_6 e do produto da reação seriam retidos dentro do recipiente ou tubulação.

No estudo de caso desenvolvido neste trabalho, a via de exposição do operador é exclusivamente por inalação. O grupo de pessoas potencialmente exposto é formado pelos operadores da planta. A área de atuação do grupo é essencialmente a sala de processo (ambiente de potenciais vazamentos). Considera-se que o vazamento de UF_6 fica confinado neste ambiente até que seja transferido em sua totalidade pelo sistema de exaustão da sala e tratado em uma torre de absorção de gases.

4.1.1 Identificação dos Cenários de Perigo

Nesta seção são identificados os possíveis cenários de perigos do sistema escolhido para estudo de caso e aplicação das metodologias apresentadas ao longo deste capítulo. Critérios como fonte potencial, danos aos trabalhadores e fatores que possam iniciar o acidente foram levados em consideração. As condições termodinâmicas do material, bem como as propriedades físicas são exploradas em cada cenário. As quantidades aproximadas de UF_6 liberadas por cenário são apresentadas na Tabela 4.6.

Cenário 1: Válvula de um cilindro 30B - É a valvula resposável pela saída do UF_6. É o ponto mais vulnerável para vazamentos de UF_6 deste equipamento. Além de danos estruturais nos internos da válvula, há a possibilidade de o UF_6 se solidificar, impedindo a vedação plena da válvula, ocasionando a liberação de material. A fenda de ruptura foi considerada em 25% do diâmetro nominal da tubulação. Esta pode ocorrer na válvula ou em algum ponto da linha imediatamente após a válvula. O UF_6 está no equilibrio de fases sólido com seu gás. A transferência é realizada à temperatura ambiente.

Cenário 2: Trecho de tubulação responsável pela transferência de material entre cilndros - neste trecho de tubulação é colocado um circuito de traçadores elétricos, cujo objetivo é aquecer a tubulação, evitando, dessa forma, a dessublimação e consequentemente a pressurização da linha. A fenda de abertura responsável pelo escape de material possui diâmetro aproximado de 25% do diâmetro nominal da tubulação que é de 0,025 m. O material neste trecho é canalizado na forma gasosa. A pressão neste trecho é subatmosférica.

Cenário 3: Caixa metálica responsável por abrigar um conjunto de válvulas - neste trecho de tubulação fica localizado um conjunto de válvulas numa caixa metálica aquecida por resistências elétricas. A função deste aquecimento é evitar a dessublimação de UF_6 dentro da tubulação ou válvulas. A tubulação possui diâmetro de 0,025 m. Considerou-se que a falha em uma das válvulas teria uma abertura ou ruptura de diâmetro igual a 25% do diâmetro máximo da tubulação. O material neste trecho é canalizado na forma gasosa. A pressão neste trecho é subatmosférica.

Cenário 4: Válvula de cilindro 30B - É a válvula de entrada de um cilindro 30B, apesar de este cenário ser muito semelhante ao cenário 1, haja vista que a válvula e o cilindro são iguais (cilindros 30B), diferem apenas em que o material de vazamento, neste caso, possui um teor isotópico maior (aproximadamente 4%). O

cilindro receptor de material necessário à recomposição isótopica é acondicionado em uma câmara fria a 253 K. O UF_6 é sólido a esta temperatura.

Cenário 5: Instrumento presente na câmara cilindro receptor - este instrumento de célula de carga é responsável pelo acompanhamento do aumento de massa no cilindro de UF_6 receptor acondicionado na câmara fria. Danos no instrumento ou leitura errada podem levar ao sobreenchimento do cilindro com possibilidade de rompimento do casco, válvulas ou tubulação quando for aquecido no processo de homogeneização do material. Este processo de liquefazer o UF_6 é realizado em uma autoclave a uma temperatura de 353 K. Um vazamento de material neste cenário, dependendo da quantidade, pode levar a consequências catastróficas. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 195 kg de UF_6 no estado líquido vaze para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF. A hipótese conservadora se justifica pelo fato de a toxidade química ser máxima.

Cenário 6: Válvula responsável pelo fluxo de UF_6 entre os cilindros doador e receptor do sistema de recomposição isotópica. Danos estruturais nos internos desta válvula ou dessublimação de UF_6, impedindo a vedação total, poderiam causar um fluxo continuo de material para o interior do cilindro receptor. Ela está localizada na caixa metálica aquecedora com temperatura em torno de 323 K. O cilindro ao ser sobreenchido na câmara fria, pode sofrer sinistro quando aquecido no processo de homogeneização do material. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 195 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF.

Cenário 7: É o instrumento responsável pela indicação aberta ou fechada da válvula do cenário 6. Falha na indicação de posição desta poderia levar a um fluxo ininterrupto para o cilindro receptor. A temperatura neste local está a 323 K. O material neste trecho está na fase gasosa. O cilindro ao ser sobreenchido na câmara fria, pode sofrer sinistro quando aquecido no processo de homogeneização do material. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 195 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF.

Cenário 8: Instrumento responsável pelo controle de temperatura até 80°C no interior da autoclave de homogeneização. Danos neste instrumento poderiam levar

a um aumento significativo de temperatura e, consequentemente, a uma pressão no interior do cilindro 30B com possibilidade de rompimento do mesmo, válvulas ou tubulação. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 465 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF.

Cenário 9: Instrumento responsável pelo controle de temperatura até 85°C próximo à resistência de aquecimento do interior da autoclave de homogeneização. Falha poderia levar a valores acima de 85°C, podendo ocasionar aumento significativo de pressão no interior do cilindro com possibilidade de rompimento no cilindro, válvulas ou tubulação. Neste cenário, o UF_6 está na fase líquida. As consequências podem ser catastróficas. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 462 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF.

Cenário 10: Sistema responsável pela retirada de amostras líquidas de UF_6 do cilindro no interior da autoclave de homogeneização. Movimentos ou conexões do dispositivo errados podem ocasionar vazamentos de material. O UF_6 está na fase líquida com temperatura aproximada de 363 K. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 495 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF.

Cenário 11: Instrumento responsável pelo controle de pressão no interior do cilindro. Falha no instrumento pode ocasionar a não percepção de vazamentos de material para o interior da autoclave. Possibilidade de exposição do operador na abertura da porta autoclave após vazamento de UF_6. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 495 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento reage com a umidade de água produzindo HF.

Cenário 12: Instrumento responsável pelo controle de pressão no interior do cilindro. Falha no instrumento pode ocasionar a não percepção de vazamentos de material para o interior da autoclave. Possibilidade de exposição do operador na abertura da porta da autoclave após vazamento de UF_6. A equação 4.8 estimou que aproximadamente 478 kg de UF_6 no estado líquido vazam para o interior da autoclave. De forma bastante conservadora, é considerado que todo o UF_6 do vazamento

reage com a umidade de água produzindo HF.

4.2 Quantificação do Risco Radiológico

A Análise Quantitativa de Riscos é aplicada para dimensionar o risco de possíveis cenários identificados na instalação considerando a frequência destes eventos acontecerem e suas consequências [27].

Risco pode ser definido como o efeito da incerteza sobre os objetivos. De uma forma geral, risco é definido como uma função da frequência e severidade de um determinado acidente em um cenário particular, conforme mostra a equação 4.1 [45].

$$Risco = F(c, s, f) \tag{4.1}$$

Em que:

- c - cenário identificado.
- s - severidade.
- f - frequência.

De uma forma particular, o risco radiológico é diretamente proporcional à frequência de ocorrência de uma liberação de radionuclídeo e ao impacto radiológico associado a essa liberação [34], conforme a equação 4.2.

$$R_{\mathrm{i}} = C_{\mathrm{R}}(D_{\mathrm{i}} f_{\mathrm{i}}) \tag{4.2}$$

Em que:

- C_R - coeficiente de risco radiológico, Sv^{-1}.
- D_i - dose efetiva associada ao cenário, Sv.
- f_i - frequência de ocorrência do acidente considerando o radionuclídeo específico, ano^{-1}.

O risco associado à operação de uma planta de enriquecimento isotópico de urânio está essencialmente ligado ao hexafluoreto de urânio que é um composto tóxico, radioativo e altamente reativo com várias substâncias [32].

Os seguintes tópicos 4.2.1, 4.2.2 e 4.2.3 abordarão as variáveis responsáveis pela definição do risco radiológico.

4.2.1 Metodologia e Cálculo de Frequência de Falha

Frequência é definida como o número de ocorrências de um evento por unidade de tempo. Falhas em equipamentos ocorrem como resultado de uma interação complexa dos componentes individuais. A probabilidade de uma falha depende muito da natureza desta interação entre componentes. Durante a vida útil de um componente existe uma probabilidade média de falha e é representado por λ com unidades de falhas/tempo. A probabilidade de ocorrer uma falha em um intervalo de duração t é dada pela expressão apresentada na equação 4.3, onde os tempos de falha (que são representados por uma variável contínua) seguem uma distribuição exponencial.

A metodologia utilizada neste trabalho para o cálculo da frequência de falha operacional segue a abordagem conforme descrita pela equação 4.3.

$$P_f = 1 - e^{-\lambda t} \tag{4.3}$$

A taxa de falha λ foi extraída de uma publicação da Agencia Internacional de Energia Atômica (AIEA) [46] e foi utilizada para o cálculo de probabilidades de falha do item ou equipamento.

Os cenários foram avaliados por meio de uma análise de perigos indutiva (APP) realizada para os possíveis pontos mais frágeis dos equipamentos, componentes ou instrumentos do processo.

A frequência operacional foi calculada, conforme a equação 4.4. Esta equação foi extraída do trabalho de A. S. M. ALVES *et al.* [34].

$$F_{op} = \frac{N}{ano} * \frac{D}{operacao} \tag{4.4}$$

- N - É o número de vezes que o equipamento entrou em operação no ano.
- D - É o tempo de duração de cada vez que o equipamento entrou em operação.

Por fim, a frequência de falha foi calculada pela equação 4.5 [34].

$$F = F_{op} P_f \tag{4.5}$$

A frequência para cada cenário acidental foi classificada conforme a descrição da Tabela 4.1.

Tabela 4.1: Categorias de frequência de ocorrências dos cenários

Grau	**Conceito**	**Histórico**	**Frequência**
A Improvável	Conceitualmente possessivel, porém improvável de ocorrer durante a vida útil da instalação	Não há registro desse acidente	$F < \frac{10^{-5}}{ano}$
B Remota	Não se espera que ocorra durante a vida útil da instalação.	Há alguns registros desta ocorrência durante o tempo de operação da planta.	$\frac{10^{-5}}{ano} < F < \frac{10^{-4}}{ano}$
C Provável	Esperado ocorrer pelo menos uma vez por ano	Há um registro desta ocorrência por ano.	$\frac{10^{-4}}{ano} < F < \frac{10^{-2}}{ano}$
D Frequente	Ocorre várias vezes por ano.	Há mais de um registro desta ocorrência por ano.	$F > \frac{10^{-2}}{ano}$

Fonte: [34]

O cálculo da frequência de falha por cenário seguiu a metodologia descrita neste capítulo. O número de vezes que o equipamento é utilizado por ano, bem como o tempo de uso por cada uma destas vezes são estimados com base em uma usina de enriquecimento isotópico de urânio em operação, conforme descrita na Tabela 4.2.

Tabela 4.2: Cálculo da frequência para cada cenário de perigo

Cenário	Taxa falha 1/h	Tempo, h	Probab., P_f	Freq. anual	Tempo por vez utilizado, ano	Freq. op. Fop, ano	Freq., ano
1 e 4	0,0033	144	0,0005	1	0,0164	0,0164	$7{,}81e^{-6}$
2	0,0051	720	0,9747	5	0,0822	0,0164	$8{,}01e^{-2}$
3	0,0027	720	0,8596	5	0,0164	0,0822	$7{,}07e^{-2}$
5 e 7	0,0074	720	0,9952	5	0,0164	0,0822	$8{,}1e^{-2}$
6	0,0025	720	0,8321	5	0,0164	0,0822	$6{,}84e^{-2}$
8 e 9	0,0114	1920	1,00	8	0,0274	0,2192	$2{,}19e^{-1}$
10	0,0317	40	0,7189	8	0,0006	0,0046	$3{,}28e^{-3}$
11	0,01809	1920	1,00	8	0,0274	0,2192	$2{,}19e^{-1}$
12	0,0114	1920	1,00	8	0,0274	0,2192	$2{,}19e^{-1}$

As seguintes considerações foram usadas para os resultados apresentados na Tabela 4.2.

- A frequência para o cenário 1 é calculada considerando que o cilindro é utilizado nesta operação de transferência de material apenas uma vez por ano e permanece nesta por 144 horas.
- Para o cenário 2, é considerado que o trecho de tubulação é utilizado com fluxo de material 5 vezes por ano. De cada vez, permanece em operação por 144 horas, totalizando 720 horas por ano.

- No cenário 3 é considerado que a resistência elétrica é utilizada 5 vezes por ano e, cada vez que é usada, o tempo de uso é de 144 horas, totalizando 720 horas ano.

- A frequência para o cenário 4 é idêntica à do cenário 1, pois os cilindros são iguais, assim como o tempo de permanência.

- Para o cenário 5, considerou-se que o instrumento de célula de carga é usada 5 vezes por ano e, cada vez, permanece em operação por 144 horas, totalizando 720 horas ano.

- Para a falha na válvula eletropneumática do cenário 6, é considerado que é usada 5 vezes por ano e, cada vez, uma permanece em operação por 144 horas, totalizando 720 horas ano.

- A frequência para o cenário 7 é idêntica à do cenário 5, pois os instrumentos de células de cargas são idênticos, assim como o tempo de permanência de operação.

- Para a falha no instrumento do cenário 8, foi considerado que é utilizada 8 vezes por ano e, cada vez, permanece em operação por 240 horas, totalizando 1920 horas ano.

- A frequência para o cenário 8 é idêntica à do cenário 9, pois os instrumentos de temperatura são idênticos, assim como o tempo de permanência em operação.

- O sistema de amostragem líquida, cenário 10, é utilizado 8 vezes por ano e, cada vez, permanece em operação por 5 horas, totalizando 40 horas ano.

- Para o instrumento de pressão do cenário 11, considera-se que é usado 8 vezes por ano e cada vez, permanece em operação por 240 horas, totalizando 1920 horas ano.

- Para o instrumento de pressão do cenário 12, considera-se que é usado 8 vezes por ano e, cada vez, permanece em operação por 240 horas, totalizando 1920 horas anuais.

4.2.2 Metodologia e Cálculo da Severidade Radiológica

Em instalações que manuseiam materiais responsáveis pela emissão de radiação, a severidade referente ao risco radiológico é a dose de radiação efetiva, ou seja, o impacto radiológico é expresso em termos de dose efetiva de radiação, conforme é apresentado no trabalho de A. S. M. ALVES *et al.* [47].

A dose efetiva foi calculada pela equação 4.6 adaptada de DE O. NETO *et al.* [32]. A adaptação foi necessária pelo fato de a equação original da referência ter sido aplicada em um ambiente com dimensões superiores a 100 m. No ambiente de estudo deste trabalho, as dimensões são inferiores a 100 m (limitação do modelo de Pasquill). O fator de dispersão atmosférica foi substituído pelo termo tempo de escape de material (em s) divido pelo volume da sala (em m^3).

$$D_{ef} = \frac{QAFRT}{V} \tag{4.6}$$

em que:

- Q - massa do radionuclídeo liberada, kg.
- A - atividade específica do radionuclideo, Bq/kg.
- F - fator de conversão de dose equivalente efetiva comprometida devido à inalação do radionuclídeo, Sv/Bq [48]. Os coeficientes têm por base um trabalhador de referência com uma frequência respiratória média de 1,2 m^3/h durante um dia de trabalho de 8 horas.
- R - taxa de respiração, m^3/s.
- T - tempo de contato do operador com a pluma no interior da sala, s.
- V - volume da sala, m^3.

A avaliação da exposição interna em trabalhadores é baseada em parâmetros de exposição, como duração da exposição, concentração de radionuclídeos na zona de respiração, e tipo de materiais de aerossóis radioativos [48]

Alguns pontos importantes recomendadas por [48], foram considerados para definição dos cenários.

- Os materiais depositados são prontamente absorvidos no sangue a partir do trato respiratório (taxa rápida de absorção).
- AMAD (Diâmetro Aerodinâmico Médio de Atividade) = 5 μm - Coeficientes de dose para incorporação por inalação de aerossol com diâmetros aerodinâmicos medianos.
- Para o urânio natural considerou-se o fator do U^{238} e para o urânio enriquecido considerou-se o fator do U^{235}. A distinção se justifica pelo fato de alguns cenários possuírem as duas formas de urânio (natural e enriquecido).

A atividade específica A foi calculada pela equação 4.7, conforme recomenda " [14].

$$A = 0.4 + 0.38E + 0.0034E^2 \tag{4.7}$$

Em que:

- A - atividade específica, μCi/g
- E - percentual de urânio enriquecido em U^{235}

A classificação para a severidade radiológica de cada cenário é apresentada na Tabela 4.3.

Tabela 4.3: Categoria de severidade da consequência

Grau	**Danos a saúde**	**Danos ao meio ambiente**	**Danos materiais e econômicos**
I Leve	Ferimentos leves, sem atendimento médico	Sem impactos significativos. Geração de pequena quantidade de rejeito que pode ser reprocessado.	Sem parada ou pequena indisponibilidade da produção (de uma a quatro horas). Sem danos a equipamentos.
II Marginal	Ferimentos leves, com atendimento médico	Poluição temporária e confinada ao interior da instalação	Pode haver parada da produção. Comprometimento da qualidade do produto. Danos a equipamentos menores. Média indisponibilidade de produção (um a dois dias).
III Crítico	Ferimentos graves com afastamento. Pode haver necessidade de abandono da instalação.	Poluição no exterior da instalação.	Parada de produção com produto fora de especificação. Danos a equipamentos importantes. Grande indisponibilidade da planta.
IV Catastrófico	Morte ou invalidez. Abandono da planta e evacuação de áreas próximas.	Poluição importante e durável no exterior da planta. Requer medidas de remediação e recuperação.	Parada de produção com produto fora de especificação. Danos a equipamentos importantes.

Fonte: [34]

O cálculo da severidade radiológica referente a cada cenário seguiu a metodologia apresentada neste capítulo.

Os valores de severidade foram calculados com base nas condições definidas nos cenários de perigos mencionados na seção 3.1. É considerada apenas a severidade referente aos indivíduos ocupacionalmente expostos no ambiente de trabalho (apenas trabalhadores do ambiente interno da sala onde são localizados os equipamentos).

A equação 4.6 é aplicada para estimar a dose efetiva para cada cenário de perigo, conforme mostra a Tabela 4.4. Os cenários de 1 até 4 possuem pressões subatmosféricas no interior da tubulação, não sendo relevantes para o risco por possuírem baixo inventário de material.

Tabela 4.4: Cálculo da severidade radiológica

Cenário	Teor, %	Inventário UF_6, g	Atividade especifica, Bq/g	Fator, Sv/Bq [20]	Dose efetiva, Sv	Dose efetiva, mSv
1	1	—	3,15E^{4}	5,80E^{-07}	—	—
2	1	—	3,15E^{4}	5,80E^{-07}	—	—
3	1	—	3,15E^{4}	5,80E^{-07}	—	—
4	1	—	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	—	—
5	4	195000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,33	334
6	4	195000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,33	334
7	4	195000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,33	334
8	4	465000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,8	797
9	4	462000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,79	791
10	4	495000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,85	848
11	4	495000	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,85	848
12	4	478130	9,31E^{4}	6,0E^{-07}	0,82	819

Algumas considerações importantes para os resultados apresentados na Tabela 4.4.

- O tempo estimado para o cálculo do inventário (terceira coluna da tabela) foi de 300 s. É o tempo estimado para atuação do operador para sanar o vazamento.
- O percentual de massa considerada de urânio na molécula de UF_6 foi de 67,61 %.
- A atividade específica foi calculada pela equação 4.7. Este percentual é referente a contribuição mássica do urânio.
- Os termos indefinidos (pontilhados) são os cenários onde a pressão interna na tubulação é menor que a externa.
- R = 3,4e^{-04} m^3/s - é a taxa de respiração do individuo.
- V = 2,25e^{03} m^3 - é o volume do ambiente onde se localizam os cenários de perigos.

A dose equivalente efetiva foi calculada usando os fatores de conversão de dose conforme apresentados na Tabela 4.4 para ^{235}U e ^{238}U, para compostos classe D e AMAD = 5 μ.

De forma a avaliar em seres humanos os danos radiológicos em tecidos biológicos, o trabalho de U.S [49] apresentou dados quantitativos de dose efetiva (severidade radiológica). A divisão em três categorias de consequências (alta, intermediária, baixa) é balizada em seus impactos radiológicos previstos, conforme apresentado na Tabela 4.5. As definições de severidade da Tabela 4.3 auxiliaram juntamente com a Tabela 4.5 para categorizar a severidade na matriz de risco.

Tabela 4.5: Definição de Categoria de Consequências

Categoria	Dose efetiva em trabalhadores, Sv	Dose efetiva no público, Sv
Alta	RD>1	RD >0,25
Intermediária	0,25<RD≥1	0,05<RD<0,25
Baixa	Acidentes com exposição radiológica menor que o item acima	Acidentes com exposição radiológica menor que o item acima

Fonte: [49]

Cabe ressaltar que uma dose equivalente efetiva de 0,25 Sv pode causar uma redução temporária da contagem de esperma e uma elevação das anormalidades cromossômicas do sangue. Os efeitos principais desta dose são os efeitos estocásticos, especialmente o aumento do risco de câncer e o perigo potencial para efeitos genéticos nos descendentes das pessoas irradiadas antes da concepção [13].

4.2.3 Modelo e Cálculo de Termo Fonte Utilizado Neste Trabalho Para Vazamentos de UF_6: Fluxo de Gases ou Vapores Através de Orifícios

O modelo de termo fonte considerado para avaliar os vazamentos de material nuclear neste trabalho fornece uma descrição da taxa de material liberado (vazamentos) e a quantidade total liberada (ou tempo total de vazamentos).

Considerou-se que o material é ejetado de orifícios e fendas em tanques, tubos, flanges e válvulas, ou seja, apenas nos casos em que haja pressão interna maior que a externa. A aproximação se justifica pelo baixo inventário de material no interior das tubulações. É comum tubulações com pressões subatmosféricas em uma planta de enriquecimento isotópico de urânio por ser uma condição mais segura.

Em uma abertura com geometria bem definida, o material é liberado a uma taxa lenta o suficiente para que as condições a montante não sejam afetadas imediata-

mente. A hipótese de pressão constante a montante é frequentemente válida [43]. Esta condição de invariabilidade temporal é utilizada neste trabalho.

A equação 4.8 apresenta o modelo de cálculo do termo fonte utilizado e descreve como os materiais são liberados [43].

$$Q_m = C_0 A P_0 \sqrt{\frac{2 g_c M}{R_g T_o} \frac{\Upsilon}{\Upsilon - 1} \left[\left(\frac{P}{P_0} \right)^{\frac{2}{\Upsilon}} - \left(\frac{P}{P_0} \right)^{\frac{\Upsilon+1}{\Upsilon}} \right]} \tag{4.8}$$

Em que:

- Q_m - termo fonte, kg/s.
- C_0 - coeficiente de descarga constante.
- A – área da abertura do orifício, m^2.
- P_0 - pressão interna do gás, Pa.
- g_c – constante gravitacional, $m.kg/N.s^2$.
- M - massa molecular do gás, kg/mol.
- R_g - constante ideal dos gases, m^3.Pa/mol.K.
- T_o - temperatura do gás da fonte, K.
- Υ - razão de capacidades caloríficas.
- P - pressão externa ou do ambiente, Pa.

O coeficiente de descarga C_0 é uma função do número de Reynolds, do fluido liberado pelo vazamento e do diâmetro do orifício [45].

As seguintes diretrizes são sugeridas por [45]:

- Quando o coeficiente de descarga é desconhecido ou incerto, usar um valor 1,0 para maximizar os fluxos calculados.
- Para uma saída aproximadamente circular, o coeficiente de descarga se aproxima de 1.

De forma conservadora, foi utilizado neste trabalho $C_0 = 1$.

O termo fonte avaliado neste trabalho considera que o vazamento é constituído apenas de UF_6, apesar de ser conhecida a presença de compostos contaminantes, em quantidades muito baixas, tais como: ar úmido, HF, dentre outros traços.

O inventário de UF_6 liberado é aquele contido apenas em cilindros, tubulações e acessórios.

A equação 4.8, aplicada para cada cenário de perigo, apresenta os valores do termo fonte, conforme mostra a Tabela 4.6. A última coluna da Tabela 4.6 mostra o inventário total liberado, por cenário, de UF_6 após decorrido um tempo de 5 minutos de vazamento de material. Este tempo foi estimado com base na reação que o operador possui para proceder ao bloqueio do trecho de tubulação onde está acontecendo o vazamento.

Tabela 4.6: Cálculo do termo fonte

Cenário	Pressão interna, P_a	Pressão externa, P_a	Temperatura interna, K	Taxa material $Q_m, \frac{kg}{s}$	Inventário total liberado, Q_t, kg
1	20684	101325	298	—	—
2	20684	101325	298	—	—
3	20684	101325	298	—	—
4	689,5	101325	253	—	—
5	120000	101325	353	0,65	195,3
6	120000	101325	353	0,65	195,3
7	120000	101325	353	0,65	195,3
8	250000	101325	353	1,55	465,6
9	250000	101325	358	1,54	462,4
10	250000	120000	353	1,65	493,6
11	250000	120000	353	1,65	493,6
12	250000	120000	353	1,65	493,6

Onde:

- P_0 - Pressão interna da tubulação, P_a.
- P - Pressão externa da tubulação, P_a.
- T_0 - Temperatura interna da tubulação, K.
- Q_m - Taxa de vazamento de material, $\frac{kg}{s}$.
- Q_t - Inventário total de material liberado, kg.
- D = 0,006 m - diâmetro da tubulação é de 0,0254 m. Considerou-se que o orifício fenda de vazamento de material é $\frac{1}{4}$ deste diâmetro. A aproximação é válida pelo fato de ser rara uma ruptura total da tubulação.

Os cenários de 1 até 4 possuem pressões subatmosfericas no interior da tubulação, apresentando, desta forma, limitação para a aplicação da equação 4.8 (apresentou raiz quadrada de números negativos, implicando, do ponto de vista físico, que em caso de vazamento haverá um fluxo de ar para o interior da tubulação). Assim, será considerado por conta do baixo inventário de material radioativo, risco desprezível.

É importante salientar que, neste trabalho, serão avaliados como releventes apenas os cenários pressurizados ou com UF_6 no estado líquido.

As aberturas ou falhas de vazamentos de material foram consideradas como 25% da área de seção transversal da tubulação. Este percentual de abertura foi estimado pelo fato de ser rara uma abertura ou fissura total da tubulação. As taxas de Q_m de vazamentos encontradas foram comparadas com as apresentadas em [36]. As taxas maiores de liberação encontradas se explicam pela temperatura do material ser de 93 °C, menor massa específica, e ter considerado o orifício de liberação igual à área da tubulação (rompimento total).

4.2.4 Cálculo do Risco Radiológico

A quantificação do risco radiológico para cada cenário seguiu a metodologia apresentada na seção 3.2 deste trabalho. A equação 4.1 é aplicada para calcular o risco radiológico, os resultados são mostrados na Tabela 4.7.

Tabela 4.7: Cálculo do risco radiológico

Cenário	Frequencia, 1/ano	Dose efetiva, Sv	Risco, 1/ano
1	7,81E^{-6}	—	—
2	8,01E^{-2}	—	—
3	7,07E^{-2}	—	—
4	7,81E^{-6}	—	—
5	8,18E^{-2}	3,95E^{-1}	1,3E^{-3}
6	6,84E^{-2}	3,39E^{-1}	9,3E^{-4}
7	8,18E^{-2}	3,39E^{-1}	1,1E^{-3}
8	2,19E^{-1}	7,73E^{-1}	6,8E^{-3}
9	2,19E^{-1}	6,64E^{-1}	5,8E^{-3}
10	3,28E^{-3}	8,19E^{-1}	1,1E^{-4}
11	2,19E^{-1}	8,19E^{-1}	7,2E^{-3}
12	2,19E^{-1}	8,19E^{-1}	7,2E^{-3}

Onde:

- R= 4,0E^{-2} Sv^{-1} - Coeficiente de risco radiológico [50].

A Figura 4.4 apresenta a distribuição e categorização dos cenários de riscos de acordo com a frequência e severidade encontradas. A matriz é preenchida comparando os valores de severidade encontrados na Tabela 4.4 com os valores de referência. Para a frequência, foram utilizados os valores encontrados na Tabela 4.2, os quais foram comparados com os valores de referência de frequência.

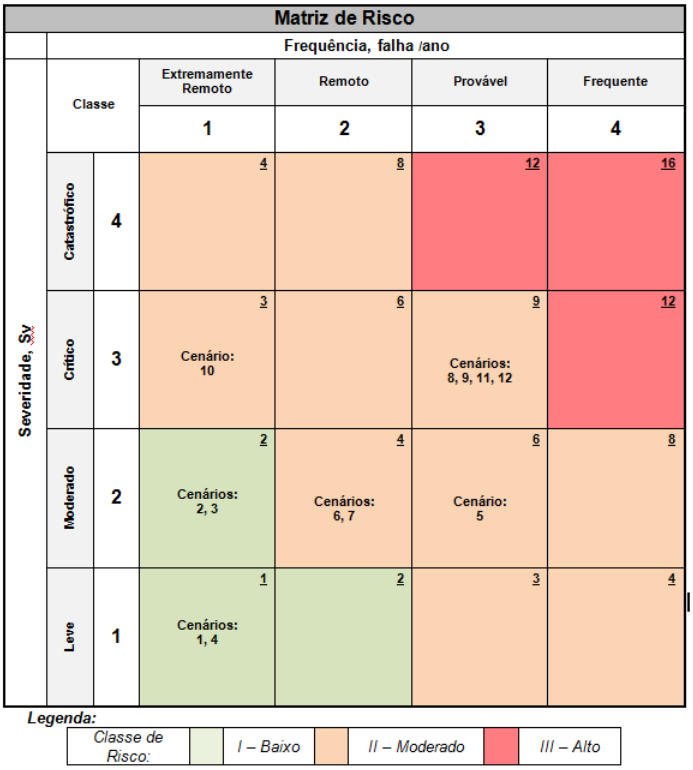


Figura 4.4: Resultado da matriz de risco dos cenários identificados

A Figura 4.5 apresenta a contribuição percentual do risco, por cenário em relação ao risco total. Nota-se que os cenários 8, 9, 11 e 12 são responsáveis por aproximadamente 98 % do risco total. Uma atenção maior deve ser direcionada a estes cenários.

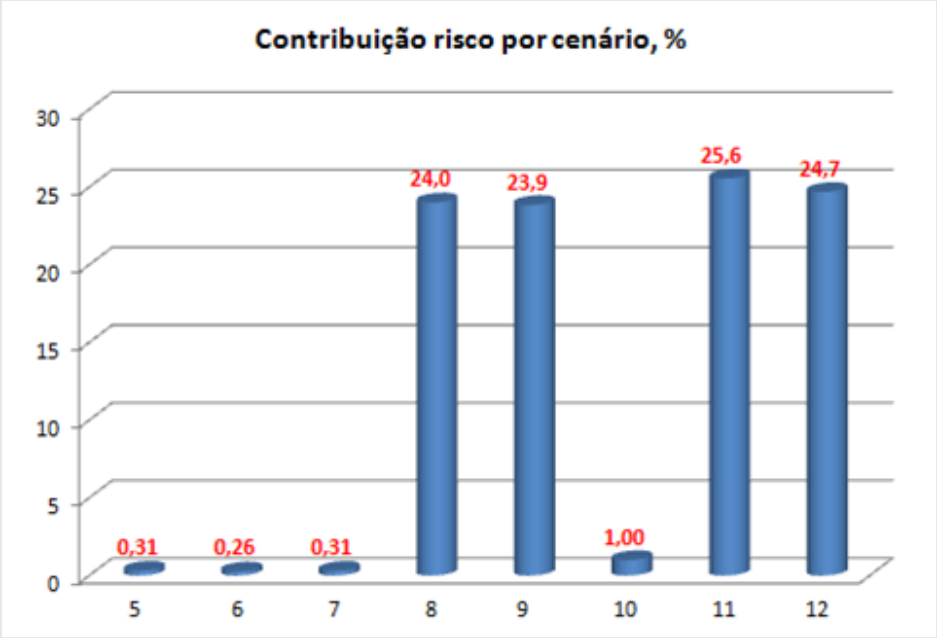


Figura 4.5: Contribuição para o risco percentual por cenário, %

A maioria dos cenários estudados foi classificados como de risco moderado. Alguns estão posicionados na região limítrofe entre risco moderado e alto. Medidas de controle e acompanhamento devem ser adotadas para mover o risco para a região de risco baixo ou, pelo menos, para uma região próxima do limite entre o risco baixo e moderado. Nenhum risco foi classificado como alto e apenas quatro cenários apresentaram risco baixo.

4.3 Cálculo do Risco Tóxico

Além do risco relacionado à radiação ionizante referente à atividade do átomo de urânio, foi avaliado, adicionalmente, o risco tóxico relacionado com o HF, molécula oriunda da reação de hidrólise do UF_6 e umidade do ar. A equação 4.9 mostra a reação do UF_6 com a umidade.

$$UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF + 218.55kJ/mol \tag{4.9}$$

A exposição moderada ao fluoreto de hidrogênio (HF) pode causar ardência na pele, irritação respiratória e irritação da conjuntiva (a membrana mucosa que reveste a superfície interna das pálpebras). A exposição maciça ao fluoreto de hidrogênio no ar pode causar destruição progressiva da membrana mucosa brônquica e inchaço do tecido pulmonar, o que pode ser fatal [14].

As vias respiratórias superiores e inferiores respondem de maneira diferente à presença de substâncias tóxicas. O trato respiratório superior é afetado principalmente por substâncias tóxicas solúveis em água. Esses materiais reagem ou se dissolvem no muco para formar ácidos e bases. Os tóxicos do trato respiratório inferior afetam os alvéolos, bloqueando fisicamente a transferência de gases (como ocorre com os pós insolúveis) ou reagindo com a parede dos alvéolos para produzir substâncias corrosivas ou tóxicas [43].

A frequência de falha operacional é a mesma desenvolvida pela equação 4.5, pois, os cenários de riscos são iguais (equipamentos, instrumentos, tempo de operação, taxa de falha, disposição espacial e condições operacionais).

4.3.1 Metodologia e Cálculo da Severidade tóxica

O HF, por possuir baixo peso molecular e entrar no organismo principalmente por inalação, é extraído da corrente sanguínea pelos rins e é excretado na urina. O HF é um dos produtos de reação do UF_6 com a umidade, conforme a equação 4.9.

A reação química ocorre muito rapidamente e libera calor, o que pode formar

uma pluma flutuante desses produtos químicos e, consequentemente, elevar-se do solo. O HF é um ácido que pode causar queimaduras na pele ou nos pulmões se for concentrado. A cada kg de UF_6, liberado produzem-se 0,227 kg de HF e 0,875 kg de UO_2F_2.

A NIOSH (1985) designa uma concentração de HF de 30 ppm (25,4 mg/m^3) como imediatamente perigosa para a vida ou saúde. O índice é definido como "uma concentração máxima da qual se pode escapar em 30 minutos sem quaisquer sintomas que prejudiquem a fuga ou quaisquer efeitos irreversíveis para a saúde"[14].

A Tabela 4.8 apresenta algumas propriedades importantes do HF.

Tabela 4.8: Propriedades importantes do HF

Propriedade	Valor/Descrição	Unidade
Fórmula molecular	HF	–
Massa molecular	20,1	g/mol
Aparência	vapor incolor	–
Massa específica	0,92	g/l
Ponto de fusão	-40	^0C
Ponto de ebulição	19,5	^0C
Solubilidade em água	miscível	–
Pressão de vapor	1028 (20 ^0C)	hPa
Acidez (pKa)	3,19	–

O termo fonte utilizado para estimar a quantidade de HF foi calculado pela equação 4.8. A Tabela 4.9 apresenta o resultado do cálculo do termo fonte do HF para cada cenário de perigo identificado.

A última coluna da Tabela 4.9 mostra a taxa de liberação de HF, por cenário, após 5 minutos de vazamento de material. Este tempo foi estimado com base no tempo de reação que o operador possui para bloquear o trecho de tubulação onde está ocorrendo o vazamento.

Tabela 4.9: Cálculo do termo fonte para o HF

Cenário	P_0, Pa	P, Pa	T_0, K	Q_m, $\frac{kg}{s}$ UF_6	Q_{HF}, $\frac{kg}{s}$ HF
1	20684	101325	298	—	—
2	20684	101325	298	—	—
3	20684	101325	298	—	—
4	689,5	101325	253	—	—
5	120000	101325	353	10,42	2,4
6	120000	101325	353	10,42	2,4
7	120000	101325	353	10,42	2,4
8	250000	101325	353	24,83	5,6
9	250000	101325	358	24,66	5,6
10	250000	120000	353	26,32	6,0
11	250000	120000	353	26,32	6,0
12	250000	120000	353	26,32	6,0

Onde:

- P_0 - Pressão interna da tubulação, P_a.
- P - Pressão externa da tubulação, P_a.
- T_0 - Temperatura interna da tubulação, K.
- Q_m - Taxa de vazamento de UF_6, $\frac{kg}{s}$.
- Q_{HF} - Taxa de vazamento de HF, $\frac{kg}{s}$.

4.3.2 Quantificação da Concentração de HF

Para substâncias gasosas transportadas pelo ar, a dose é medida em partes por milhão (ppm) ou miligramas de agente por metro cúbico de ar (mg/m^3).

A equação 4.10 [43] é usada para determinar a concentração média e em estado estacionário (em ppm) de HF no ambiente interno da instalação, dado um termo fonte Q_m e uma taxa de ventilação (exaustão) no ambiente Q_v.

$$C_{ppm} = \frac{Q_m R_g T}{k Q_v P M} 10^6 \tag{4.10}$$

Onde:

- Q_m- taxa de massa de material resultante do vazamento de material, kg/s.
- R_g- constante universal dos gases.
- T - temperatura, K.
- k - fator de mistura para gases não ideais.
- Q_v - taxa de ventilação no ambiente, m^3/s.

- P – pressão interna, Pa.
- M - massa molecular da substância, kg/kmol.

A equação 4.10 pressupõe as seguintes hipóteses [43]:

- A concentração calculada é uma média no ambiente interno da instalação. Condições localizadas podem resultar em concentrações significativamente mais altas. Trabalhadores próximos de um recipiente aberto podem ser expostos a concentrações mais altas.
- Uma condição de estado estacionário é assumida, ou seja, o termo acúmulo no balanço de massa é zero.
- O fator de mistura não ideal varia de 0,1 a 0,5 para a maioria das situações práticas. Para mistura perfeita k = 1.

A Tabela 4.10 apresenta o resultado da aplicação da Equação 4.10. A última coluna da Tabela mostra o resultado da concentração média no ambiente interno da sala onde estão localizados os cenários de perigos ora apontados.

Tabela 4.10: Cálculo da concentração média do HF

Cenário	P_0, (Pa)	T_0, (K)	Q_{HF},($\frac{kg}{s}$) HF	Conc. (ppm)
1	20684	298	—	—
2	20684	298	—	—
3	20684	298	—	—
4	690	253	—	—
5	120000	353	2,36	548
6	120000	323	2,36	501
7	120000	323	2,36	501
8	250000	353	5,64	626.6
9	482633	358	5,60	326,9
10	250000	353	6,0	664,2
11	250000	353	6,0	664,2
12	250000	353	6,0	664,2

Onde:

- P_0 - Pressão interna da tubulação, P_a.
- T_0 - Temperatura interna da tubulação, K.
- Q_{HF} - Taxa de vazamento de HF, $\frac{kg}{s}$.
- k=0,1 - fator de mistura para gases não ideais.

- Q_v=3 m^3/s - taxa de exaustão de ar no ambiente.
- M=352,02 g/mol - massa molecular da substância.
- R=8,314 J/K.mol - constante universal dos gases.

É importante ressaltar que a sala possui um sistema de insuflamento de ar atmosférico e, consequentemente, uma taxa de exaustão, Q_v, permitindo, assim, uma pressão menor que a atmosferica.

É considerado que o volume interno é ventilado por um fluxo de ar constante. O HF é vazado dentro deste ambiente interno. Assim, é necessária uma estimativa da concentração média de HF no ar. O HF é considerado como gás ideal, conforme a aplicação da Equação 4.10.

A última coluna da Tabela 4.10 mostra a concentração média no ambiente operacional. Houve uma variação entre 501 e 664 ppm. A NIOSH (1985) designa uma concentração de HF de 30 ppm como imediatamente perigosa para a vida. O índice é definido como uma concentração máxima da qual se pode escapar em 30 minutos sem quaisquer sintomas que prejudiquem a fuga ou quaisquer efeitos irreversíveis para a saúde[18]. Nota-se que os valores encontrados são bastantes altos, requerendo controles e barreiras contra vazamentos eficazes.

4.3.3 Metodologia e Cálculo da Função Probit para o HF

Os organismos biológicos respondem de forma diferente à mesma dose de uma substância tóxica. Essas diferenças são resultado de idade, sexo, peso, dieta, saúde geral, dentre outros fatores [43].

Métodos de ajustes de curvas são usados para relacionar a dose de uma substância tóxica com a sua resposta em um organismo biológico. Um desses métodos é o probit. O método consiste em aproximar uma curva por uma equação analítica.

Existem muitos métodos para representar a curva dose-resposta. Para exposições únicas, o método probit é particularmente adequado, fornecendo uma linha reta equivalente à curva dose-resposta [43].

O método probit é um ajuste de curva estatística. Existem algumas informações sobre as relações dose-resposta que podem ser aplicadas a uma função probit para quantificar o número de fatalidades que podem ocorrer com uma determinada exposição. Onde houver informações suficientes, o uso da função probit pode refinar a avaliação do perigo [45].

Relaciona a dose com a probabilidade de um indivíduo morrer com aquela dose. O parâmetro mais importante que o modelo probit gera é chamado de "dose letal de 50%", geralmente chamado de "LD-50". Outra consequência deste é que é impossível determinar a dose que matará um único indivíduo, ou seja, associa a incerteza a resultados individuais [51].

A aplicação do método consiste em calcular o valor da ordenada e estimar o percentual de fatalidades, conforme a Figura 4.6. Esta curva de dose-resposta apresenta o potencial de fatalidades humanas para doses de exposições de HF.

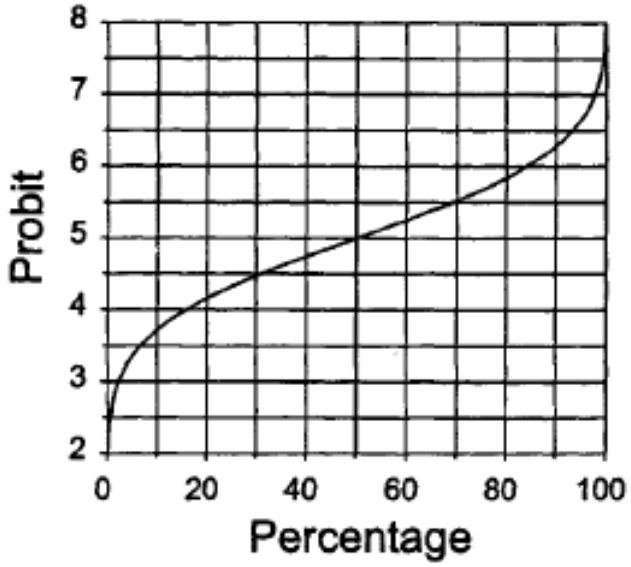


Figura 4.6: Gráfico da função probit
Fonte: [52]

O valor da variável Y (ordenada) foi calculada pela equação 4.11.

$$Y = a + bln(C^n t_c) \tag{4.11}$$

Onde:

- Y - é a função probit.
- a,b e n - são constantes que dependem da substância tóxica analisada.
- C - é a concentração, ppm/m^3.
- t_c - é o tempo de exposição, min.

A Tabela 4.11 apresenta as constantes para aplicação da função probit ao HF. Os dados foram obtidos na referência [52].

Tabela 4.11: Constantes aplicadas na função probit para o HF

Constante a	Constante b	Constante c
- 26,4	3,35	1

Fonte: [52]

A aplicação da função probit para quantificar o grau de fatalidades do HF para cada cenário seguiu a metodologia apresentada nesta seção. A curva de resposta versus dose foi aplicada com o objetivo de estimar o risco toxicológico referente ao vazamento de HF.

A Tabela 4.12 apresenta o resultado da aplicação da Equação 4.11. A última coluna da Tabela apresenta a dose toxicológica do HF. Os valores da variável Y (terceira coluna) foram confrontados com os valores da abscissa da Figura 4.7.

Tabela 4.12: Aplicação da função probit para o HF

Cenário	Concentração, (ppm)	Y	Dose
1	—	—	—
2	—	—	—
3	—	—	—
4	—	—	—
5	392	5	11775
6	501	5,82	15033
7	501	5,82	15033
8	627	6,57	18799
9	327	4,39	9806
10	664	6,76	19927
11	664	6,76	19927
12	664	6,76	19927

Os valores de dose apresentados na última coluna da Tabela 4.12 foram definidos pela fórmula $C^n T$.

Confrontando os valores da variável Y, terceira coluna da Tabela 4.12, com o gráfico da Figura 4.7, obteve-se a Tabela 4.13, que apresenta o percentual de fatalidades referentes aos trabalhadores do ambiente interno da instalação.

As linhas vermelhas da Figura 4.7 mostram a correlação dos valores da função probit com o percentual de fatalidades.

A Figura 4.7 mostra que o potencial de fatalidades, relacionado à toxidade do HF, apresentado nos cenários de perigos identificados varia entre 25 e 98 % de morte para trabalhadores potencialmente expostos.

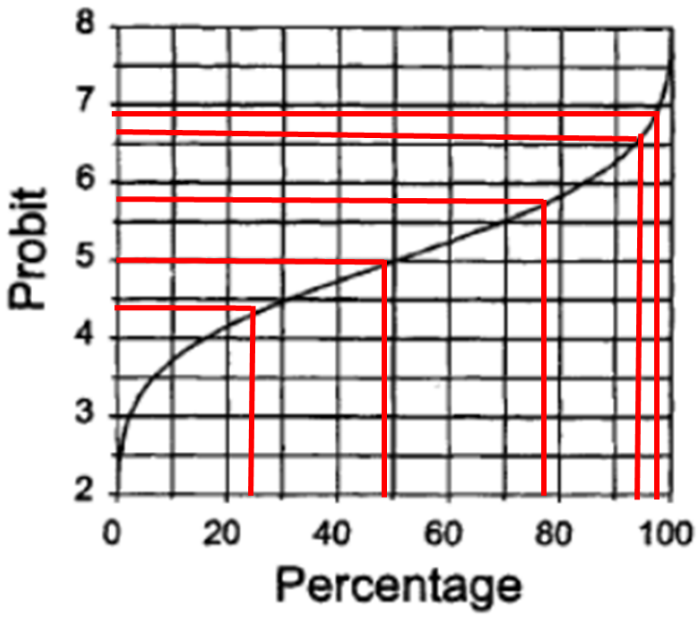


Figura 4.7: Aplicação da função probit
Fonte: [52]

Tabela 4.13: Valores da função probit por cenário versos percentual de fatalidades

Cenário	Y (valor probit)	Percentual, (%)
1	0	0
2	0	0
3	0	0
4	0	0
5	5	48
6	5,82	78
7	5,82	78
8	6,57	95
9	4,39	25
10	6,76	98
11	6,76	98
12	6,76	98

4.4 Metodologia e Cálculo de Risco Utilizando Lógica *Fuzzy*

4.4.1 Método Mamdani e *Software* Utilizado

A modelagem e simulação para quantificação de risco radiológico usando a lógica *fuzzy* foi realizada por meio do *software Matlab*. No ambiente *matlab*, existem caixas de ferramentas especializadas para a análise e projeto de sistemas de controle inteligente, que incluem a *Fuzzy Logic Toolbox*. Essa caixa de ferramentas consiste em um conjunto de arquivos que permitem lidar com as etapas características da síntese de um sistema baseado em inferência *fuzzy* [53]. Existe a possibilidade de o

software Matlab trabalhar com dois tipos de sistemas de inferência *fuzzy*: Sistemas Mamdani e Sistemas Sugeno.

Para este trabalho foi utilizada uma metodologia baseada no sistema de inferência *fuzzy* tipo Mamdani. Ela foi selecionada devido ao fato de que o método Mamdani é amplamente aceito para apontar conhecimento especializado e nos permite descrever a experiência de maneira mais intuitiva e humana [28]. É um dos métodos mais comuns de inferência para sistemas *fuzzy* baseados em regras linguísticas [53].

O estilo de inferência Mandami foi criado pelo professor Ebrahim Mamdani da Universidade de Londres (Reino Unido) em 1975 no contexto do desenvolvimento de sistemas *fuzzy* baseando-se em regras de conjuntos *fuzzy* no intuito de representar experiências da vida real. Para a construção desse sistema, foi definido um processo de raciocínio dividido em quatro passos: fuzzyficação, avaliação das regras e agregação das regras *fuzzy* e defuzzyficação [41].

O estilo Mamdani é um sistema de duas regras, onde cada regra consiste em duas antecedentes e uma consequente, o que é análogo a um sistema *fuzzy* de entrada dupla e saída única [53].

A abordagem da escala de conjuntos *fuzzy* e sua configuração em um sistema de inferência do tipo Mandami proporcionam a possibilidade de avaliar as categorias de participação e aprendizado sob a perspectiva da experiência dos indivíduos [54].

Segundo define POPESCU e PISTO [53], o sistema Mamadani é descrito em três etapas: Fuzzificação, Inferência e Desfuzzificação.

O processo de converter quantidades "Crisps" em valores *fuzzy* é chamado de fuzzificação. Esses valores *fuzzy* são conhecidos como variáveis linguísticas, cujos estados são descritos por termos linguísticos. Os termos linguísticos são definidos por suas funções de pertinência. São uma representação gráfica da participação de cada entrada no sistema. Uma entrada pode ser avaliada na função de pertinência para expressar o grau de pertinência. Geralmente, esse número tem um valor entre [0, 1]. Nesse intervalo, 0 e 1 representam, respectivamente, a não pertinência e a pertinência completa para a entrada.

Na etapa de inferência, a base de regras que descreve o comportamento do sistema de inferência *fuzzy* é aplicada. Essas regras do tipo *If-Then* são avaliadas de acordo com os resultados obtidos no processo de fuzzificação.

A etapa final é desfuzzificação que consiste principalmente em obter um valor crisp a partir da saída da etapa de inferência. Existem vários métodos para calcular a saída da etapa de defuzzificação, como centroide, Centro de Gravidade, Centro de Altura, entre outros.

Uma representação gráfica do Método estrutural Mamdani é apresentado na Figura 4.8.

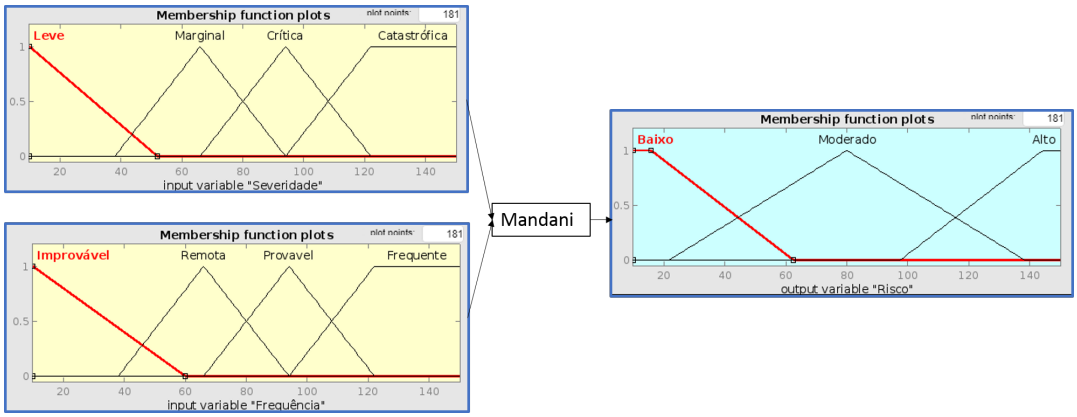


Figura 4.8: Diagrama de blocos usado na modelagem *fuzzy*

4.4.2 Lógica *Fuzzy* - Definição Para as Variáveis de Entrada

GALLABA *et al.* [55] mostraram um modelo para quantificar os riscos associados às atividades de manutenção, acoplando o método de análise de risco à lógica fuzzy. Calcularam os valores qualitativos do nível de risco. A quantificação do Número de Prioridade de Risco (RPN) se baseou em três parâmetros: frequência, detectabilidade e gravidade. Um modelo baseado na teoria dos conjuntos *fuzzy* foi proposto para avaliar o nível de risco de cenários de falha de manutenção na cadeia de suprimentos de GLP. Tal abordagem permitiu escolher falhas prioritárias que afetam equipamentos e todo o sistema da cadeia de suprimentos.

De acordo com a definição de risco apresentada no capítulo 2 proposto neste trabalho, o modelo *fuzzy* terá duas entradas (ou *input*): frequência e severidade. Ambas as entradas foram definidas por funções de pertinências triangulares e trapezoidais.

Por definição, um número fuzzy A é dito triangular se sua função de pertinência é da forma da equação 4.12:

$$\varphi_x = \begin{cases} 0, & se \quad x < a \\ \frac{x-a}{u-a} & se \quad a \leq x < u \\ \frac{x-b}{u-b} & se \quad u \leq x < b \\ 0, & se \quad x \geq b \end{cases} \tag{4.12}$$

Para a função de pertinência trapezoidal, a definição é da forma da equação 4.13

$$\varphi_x = \begin{cases} 0, & se \quad x < a \\ \frac{x-a}{b-a} & se \quad a \leq x \leq b \\ 1 & se \quad b < x < c \\ \frac{d-x}{d-c}, & se \quad c \leq x \leq d \end{cases} \tag{4.13}$$

Para o parâmetro severidade, os termos linguísticos utilizados no conjunto *fuzzy* são apresentados na Tabela 4.14. Esses valores representam numericamente termos linguísticos. O conjunto *fuzzy* é apresentado na Tabela 4.14 da seguinte forma: Leve (LE), Marginal (MA), Crítica (CR) e Catastrófica (CA).

Tabela 4.14: Parâmetros de severidade

Valor	Leve	Marginal	Crítica	Catastrófica
Termo Liguístico	LE	MA	CR	CA

A severidade aumenta do nível mais baixo (Leve) para o nível mais alto (Catastrófica).

A Figura 4.9 apresenta os conjuntos *fuzzy* referentes à variável de entrada severidade. As funções laterais são trapezoidais e as internas são triangulares, escolheu-se essa configuração por ter sido aquela que melhor se adequa ao modelo proposto. Outras configurações foram testadas (houve simulações com todas as funções triangulares).

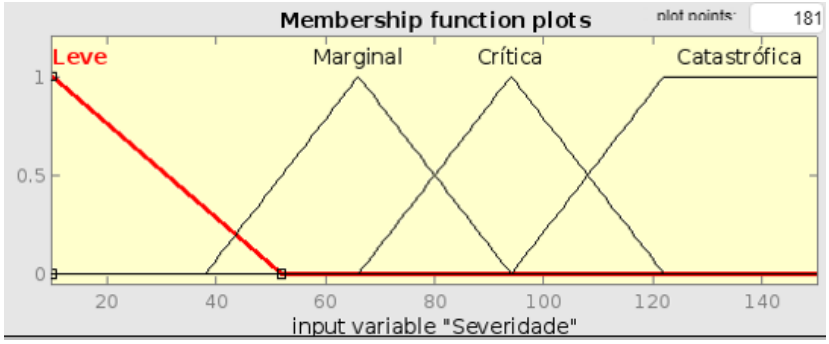


Figura 4.9: Forma da variável de entrada severidade

A segunda entrada, a frequência de ocorrência, é definida pelo conjunto *fuzzy* apresentado na Tabela 4.15, tal como: Improvável (IM), Remota (RE), Provável (PR) e Frequente (FR).

A frequência aumenta do nível mais baixo (Improvável) para o nível mais alto (Frequente).

Tabela 4.15: Parâmetros de frequência

Valor	Improvável	Remota	Provável	Frequênte
Termo Liguístico	IM	RE	PR	FR

A Figura 4.10 apresenta os conjuntos *fuzzy* referentes à variável de entrada frequência. Similarmente, à severidade, as funções de pertinências laterais são trapezoidais e as internas são triangulares.

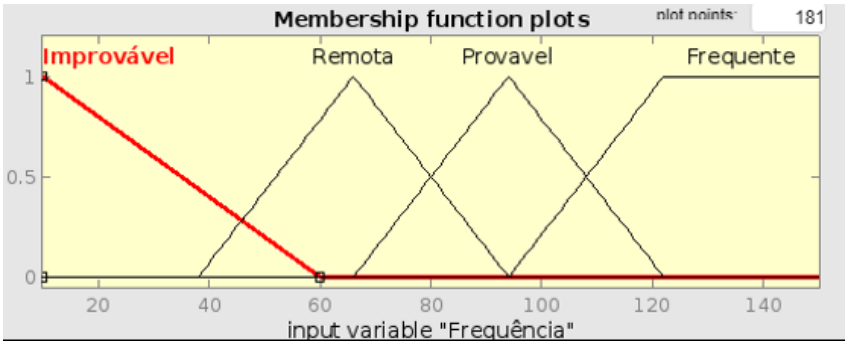


Figura 4.10: Forma da variável de entrada frequência

A categoria de frequência é definida conforme a Tabela 4.1, cujo resumo é apresentado na Tabela 4.16. Os valores foram normalizados, conforme a seção 4.4.3. A normalização foi necessária para manter a mesma base de dados entre frequência e severidade. Os valores apresentaram ordens de grandeza bastante díspares, prejudicando, assim, a alimentação dos dados no programa *fuzzy*. A explicação para a disparidade entre os valores de entrada (frequência e severidade) se deve ao fato de a base de cálculo ser diferente.

A Tabela 4.16, apresenta o uso de funções trapezoidais nas laterais e funções triangulares no interior. A escolha deste formato de funções apresentou melhores resultados na modelagem *fuzzy* quando comparados aos resultados de formatos com o uso apenas de funções triagulares.

Tabela 4.16: Categorias de frequência

Categoria	**Função**	**Intervalo**
Improvável A	Trapezoidal	[10 10 10 60]
Remota B	Triangular	[38 66 94]
Provável C	Triangular	[66 94 122]
Frequente D	Trapezoidal	[94 122 150 150]

Os dados da segunda entrada foram também normalizados. Na categoria severidade, por definição, foi utilizado o mesmo conceito utilizado na Tabela 4.3, cujo resumo e adaptação é apresentado na Tabela 4.17. De forma similar à categoria frequência, foram utilizadas funções de pertinências trapezoidais e triangulares na categoria de severidade.

Tabela 4.17: Categoria de severidade para trabalhadores - efeitos determinísticos

Categoria	Danos possíveis	Função	Intervalo
I - Leve	Baixas Consequências: inclui acidentes com potenciais consequências radiológicas, tal como esterilidade temporária de gônadas, conforme referencia [16].	Trapezoidal	[10 10 10 52]
II - Marginal	Inclui exposições de a radiação com potenciais efeitos determinísticos relacionados a lesão no cristalino e médula óssea [16].	Triangular	[38 66 94]
III - Crítico	Consequências Intermediárias: inclui acidentes que resultem em exposições agudas de trabalhadores a doses de radiação entre 0,25 Sievert (25 rem) e 1 Sievert (100 rem) e exposições químicas que possam levar a efeitos irreversíveis ou outros efeitos graves à saúde de longa duração acima de AEGL-2 ou ERPG-2) [49].	Triangular	[66 94 122]
IV - Catastrófico	Altas Consequências: Inclui acidentes que resultem em exposições agudas a trabalhadores de doses de radiação superiores a 1 Sievert (100 rem) equivalente de dose efetiva total e exposições químicas que possam pôr em perigo a vida (acima de AEGL-3 ou ERPG-3) [49].	Trapezoidal	[94 122 150 150]

4.4.3 Avaliação do Risco Radiológico Por Lógica *Fuzzy*

A avaliação de risco com a utilização de subconjuntos *fuzzy* para cada cenário seguiu a metodologia apresentada nas subseções 4.4.1 e 4.4.2 deste trabalho.

Os dados de entrada e saída estão normalizados. Conforme define MEZA [56], o modelo preditivo, ou função matemática, desempenha de forma intrínseca uma ligação peculiar entre a base de dados. Esta função matemática foi aplicada a uma certa quantidade de dados, cuja função foi colocar os dados de entrada (severidade e frequência) numa mesma base. Sugere, assim, dentre outras formas, que para melhorar a base de dados deve-se converter todos os dados para a mesma faixa de valores, entre 0 e 1. Um modelo preditivo é, de forma simplificada, uma função matemática que pode ser aplicada a uma grande quantidade de dados soltos. A ideia é evidenciar padrões capazes de apontar as próximas tendências.

Houve uma melhora significativa no desenvolvimento do *software* quando os dados de entrada foram normalizados para uma mesma base.

Esta observação corrobora a observação de OOYEN e NIENHUIS [57]. Estes alertam que, em algumas situações, quando os dados de saída se aproximam de 0

ou 1 deixam a convergência lenta e prejudicam o processo de aprendizagem. Assim, SAJIKUMAR e THANDAVESWARA [58] definiram a fórmula dada pela Eq. 4.14.

Com o intuito de trabalhar com inteiros e ao mesmo tempo melhorar a precisão, multiplica-se o resultado da Eq. 4.14 por 1000, definindo a faixa das variáveis de trabalho entre 50 e 950, assim tem-se a Eq. 4.15

$$x_n = \left[f_{min} + \frac{X - X_{min}}{X_{max} - X_{min}} * (f_{max} - f_{min})\right] \tag{4.14}$$

$$X_n = 1000 * x_n \tag{4.15}$$

Onde:

- X: Variável que precisa ser normalizada;
- X_{min}: Valor mínimo da variável X;
- X_{max}: Valor máximo da variável X;
- x_n: Variável normalizada entre f_{min} e f_{max};
- f_{min}: 0,05, valor mínimo para a variável x_n;
- f_{max}: 0,95, valor máximo para a variável x_n.

Assim, foi possível definir as faixas de entrada entre 0 e 150, conforme mostram as Figuras 4.11 e 4.12, referentes às entradas severidade e frequência.

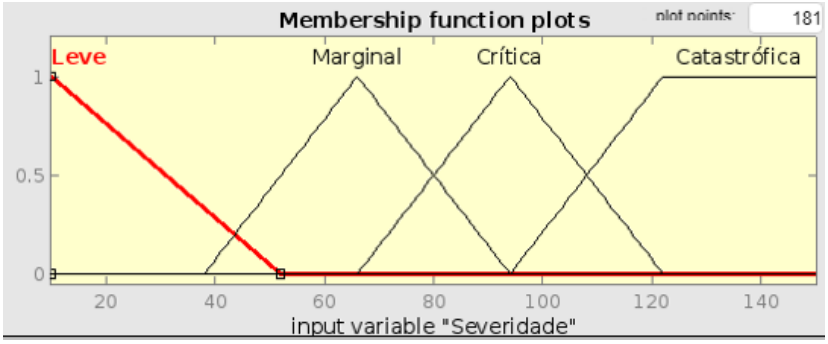


Figura 4.11: Forma da variável de entrada severidade

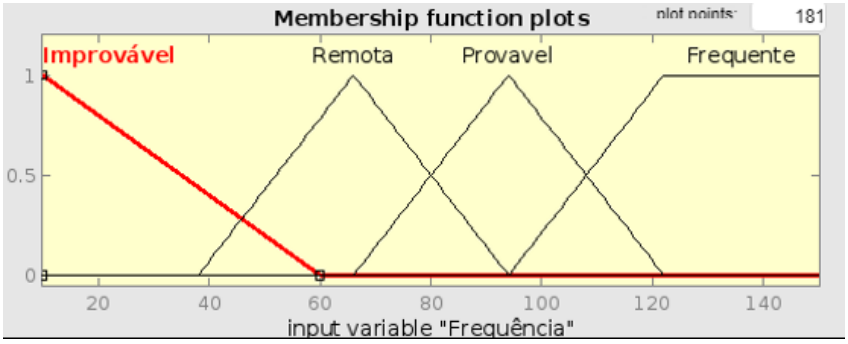


Figura 4.12: Forma da variável de entrada frequência

A defuzzyficação apresentou como variável de saida o risco radiológico. A Figura 4.13 apresenta a superfície tridimensional da variável de saída risco radiológico em função das variáveis de entrada severidade radiológica e frequência.

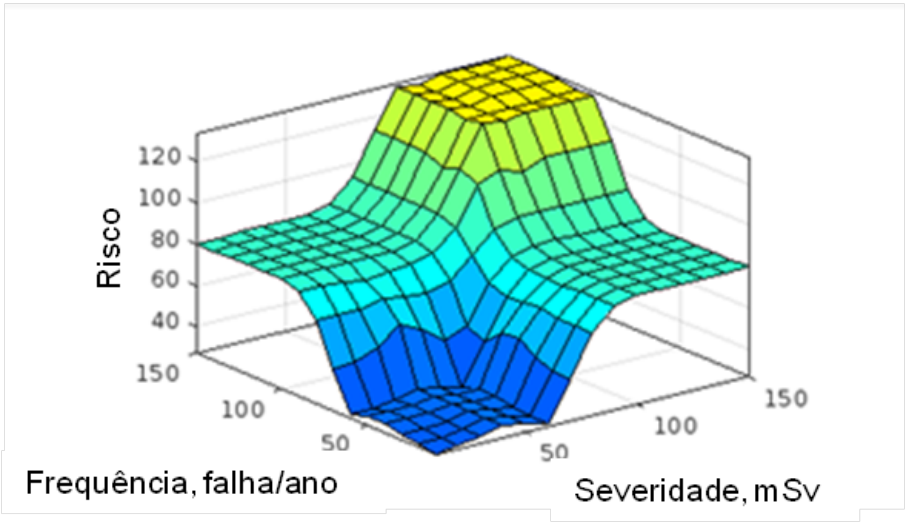


Figura 4.13: Superfície formada pela variável de saída - risco radiológico

As Figuras 4.14 e 4.15 mostram o comportamento da variável de saída em função, de forma individual, da severidade e frequência. O risco aumenta conforme o aumento da severidade e frequência, como esperado. As figuras foram obtidas da Figura 4.13 fixando a variável de saída (risco radiológico) em função apenas de uma das variáveis de entrada (gráficos bidimensionais). Assim, foi possível avaliar o comportmento do risco de forma isolada em função de cada entrada.

Figura 4.14: Risco radiológico em função da severidade

Figura 4.15: Risco radiológico em função da frequência

A Figura 4.16 indica o visualizador de regras do modelo *fuzzy* na condição de avaliação de frequência e severidade médias.

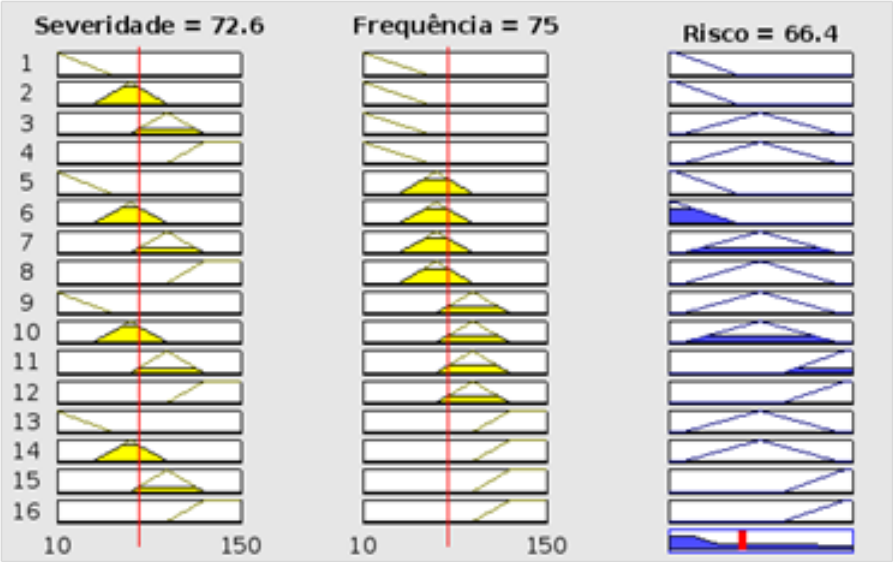
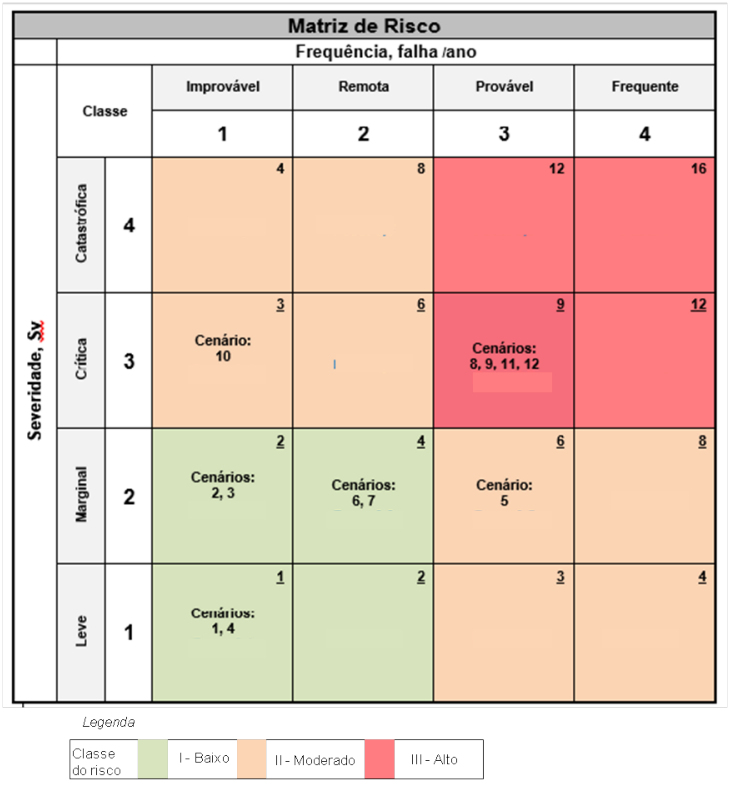


Figura 4.16: Apresentação de regras *fuzzy*

A Figura 4.17 ilustra a visualização da superfície do modelo do sistema de inferência fuzzy Mamdani para a avaliação de risco com base na matriz de risco. Os riscos variaram de baixos, moderados e altos.



fuzzy.png

Figura 4.17: Classificação do Risco - distribuição espacial do risco na matriz

A Tabela 4.18 mostra um resumo das 16 regras utilizadas na fuzzyficação.

Tabela 4.18: Regras Linguisticas

Item	Regras Linguistícas
I	Se severidade é leve e frequência é improvável então o risco é baixo.
II	Se severidade é marginal e frequência é improvável então o risco é baixo.
III	Se severidade é crítica e frequência é improvável então o risco é moderado.
IV	Se severidade é catastrófica e frequência é improvável então o risco é moderado.
V	Se severidade é leve e frequência é remota então o risco é baixo.
VI	Se severidade é marginal e frequência é remota então o risco é moderado.
VII	Se severidade é crítica e frequência é remota então o risco é moderado.
VIII	Se severidade é catastrófica e frequência é remota então o risco é moderado.
IX	Se severidade é leve e frequência é provável então o risco é moderado.
X	Se severidade é marginal e frequência é provável então o risco é moderado.
XI	Se severidade é crítica e frequência é provável então o risco é moderado.
XII	Se severidade é catastrófica e frequência é provável então o risco é alto.
XIII	Se severidade é leve e frequência é muito provável então o risco é moderado.
XIV	Se severidade é marginal e frequência é muito provável então o risco é moderado.
XV	Se severidade é crítica e frequência é muito provável então o risco é alto.
XVI	Se severidade é catastrófica e frequência é muito provável então o risco é alto.

4.4.4 Comparação dos Resultados: Matriz de Risco Convencional e Matriz Formada Pela Aplicação da Lógica *Fuzzy*

Houve uma diferença na distribuição dos riscos nas matrizes de riscos convencional e a matriz formada pela aplicação da lógica *fuzzy*. Esta apontou quatro cenários na região de risco alto (cenários 8, 9, 11 e 12), conforme mostra a Figura 4.17, enquanto que nenhum foi classificado na região de alto risco na matriz convencional, conforme mostra a Figura 4.4. Os riscos apontados como alto na matriz *fuzzy* são aqueles em que apresentam vazamento de UF_6 líquido e a temperatura em torno de 80ºC, que é mais realista, conforme distribuição espacial dos cenários apresentado na Figura 4.17.

Outra diferença apresentada é que a matriz formada pela lógica *fuzzy* apresentou seis cenários de riscos na região de risco baixo (cenários 1, 2, 3, 4, 6 e 7), conforme mostra a Figura 4.17. A matriz convencional apresentou quatro (cenários 1, 2, 3 e 4), conforme mostra a Figura 4.4. A diferença foi a inclusão dos cenários seis e sete, que também é realista por se tratar dos mesmos estarem com UF_6 na fase gasosa.

Capítulo 5

Conclusão e Sugestões Para Trabalhos Futuros

A aplicação da metodologia para avaliação de riscos radiológicos e químicos demonstrou ser prática e eficaz para uso na instalação estudada.

Este trabalho comparou a performance de duas metodologias para avaliação de análise de risco operacional para uma unidade de enriquecimento isotópico de urânio.

Pelo fato das metodologias terem considerado as características da planta, principalmente o material de processo e o fato da instalação ser operacional e não ter realizado estudos de perigos de processos anteriormente, a ferramenta APP mostrou-se realista no mapeamento dos cenários de perigos.

Para o sistema de recomposição isotópica e homogeneização, a avaliação de risco radiológico apresentou oito cenários de perigos com risco moderado e quatro com risco baixo, totalizando 12 cenários identificados. Nenhum cenário de risco alto foi classificado. A ausência de risco com grau alto se justifica pela baixa frequência de falha. A Figura 4.5 apresentou a contribuição percentual do risco, por cenário, em relação ao risco total. Nota-se que os cenários 8, 9, 11 e 12 são responsáveis por aproximadamente 98 % do risco total. Uma atenção maior deve ser direcionada para estes riscos. O UF_6 presente nestes cenários está na fase líquida.

O método de aplicação da função probit foi aplicado para avaliar a relação da dose e resposta referente à toxidade do HF aos trabalhadores ocupacionalmente expostos. A Figura 4.7 mostrou o potencial de fatalidades relacionados à toxidade do HF. Mostrou que a fatalidade nos cenários de perigos identificados varia entre 25 e 98 %, o que comprova que o risco maior em uma unidade de enriquecimento isotópico de urânio está relacionado a liberações acidentais de HF.

A aplicação da metodologia *fuzzy* na análise de risco radiológico demonstrou

que pode ser usada como uma ferramenta apropriada para a aplicação ao problema abordado. Apresentou praticidade pelo fato de poder usar o modelo Mamdani e o uso do *matlab* (*software* livre). O resultado apresentado na matriz formada pela lógica *fuzzy* mostrou-se mais realista que a matriz da análise de risco tradicional.

Como trabalhos futuros sugere-se a inclusão de etapas de gestão de riscos subsequentes, presentes na ISO [27], para um completo sistema de controle de segurança de processo. Explorar novas regras e modelagem *fuzzy* para o problema abordado.

Referências Bibliográficas

[1] EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA - EPE. "Plano Nacional de Energia - PNE2050", 2023. Disponível em: <https://www.epe.gov.br/sites-pt/publicacoes-dados-abertos/publicacoes/PublicacoesArquivos/publicacao-227/topico-523/05.05%20Energia%20Nuclear.pdf>. Data de acesso: 17 jan. 2023.

[2] ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA PARA O DESENVOLVIMENTO DE ATIVIDADES NUCLEARES - ABDAN. "Energia nuclear pela eficiência energética no Brasil", 2023. Disponível em: <https://abdan.org.br/2022/08/24/energia-nuclear-pela-eficiencia-energetica-no-brasil/>. Data de acesso: 17 jan. 2023.

[3] INB. "Ciclo do combustível nuclear", 2023. Disponível em: <http://www.inb.gov.br/Nossas-Atividades/Ciclo-do-combustivel-nuclear>. Data de acesso: 17 jan. 2023.

[4] (CCPS). *Diretrizes para Segurança de Processo Baseada em Risco*. 1 ed. Rio de Janeiro, Interciência LTDA, 2014.

[5] GROSSEL, S. S. *Guidelines for Hazard Evaluation Procedures, AIChE Center for Chemical Process Safety*. 3 ed. New York, JOHN WILEY and SONS, 2008.

[6] HANNA, S. R., CHANG, J. C., ZHANG, X. J. "Modeling Accidental Releases to the Atmosphere of a Dense Reactive Chemical (Uranium Hexafluoride)", *Atmosphere Environment*, v. 31, n. 6, pp. 901–908, fev. 1997.

[7] NAIR, S. K., CHAMBERS, D. B., RADONJIC, Z., et al. "Transport, Chemistry, and Thermodynamics of Uranium Hexafluoride in the Atmosphere — Evaluation of Models Using Field Data", *Atmospheric Environment*, v. 32, n. 10, pp. 1729–1741, abr. 1998.

[8] BERNDT, R., FRANKE, E., MORTREAU, P. "^{235}U Enrichment or UF_6 mass determination on UF_6 cylinders with non-destructive analysis methods",

Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, pp. 309–319, jul. 2009.

[9] SHAYEGANRAD, G. "On the remote monitoring of gaseous uranium hexafluoride in the lower atmosphere using lidar", *Optics and Lasers in Engineering*, v. 51, pp. 1992–1998, fev. 2013.

[10] DE OLIVEIRA NETO, J. M., NUNES, B. G., DIAS, C. "Analyses of Postulated Accidental Releases of UF6 Inside Process Buildings", *International Nuclear Atlantic Conference. Rio de Janeiro: INAC*, fev. 2009.

[11] *Revisão 7*. USEC - United States Enrichment Corporation. ORO-651, Rev 7, v. 6, Maryland, jan. 1995.

[12] SEILER, H. G., SIGEL, H., SIGEL, A. *Uranium, in Handbook on the Toxicity of Inorganic Compounds*. 2 ed. New York, Marcel Dekker, Inc., 1988.

[13] NARDOCCI, A. C., DE OLIVEIRA NETO, J. M. "Critérios de Segurança de Instalações de Enriquecimento de Urânio", *In Proceedings of the V General Conference on Nuclear Energy*, ago. 1994.

[14] *Chemical toxicity of uranium hexafluoride compared to acute effects of radiation.* " U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, feb. 1991.

[15] COSTA, B. M. T., PELUZO, KRAKA, E. "Uranium: The Nuclear Fuel Cycle and Beyond", *Int. J. Mol. Sci.*, v. 23, n. 2, abr. 2022.

[16] TAUHATA, L., SALATI, I., PRINZIO, R. D., et al. *Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos*. 9 ed. Rio de Janeiro, IRD/CNEN, 2013.

[17] PAVLOV, A. "On the choice of technology for a new uranium enrichment plant", *Nuclear Engineering and Design*, v. 320, n. 2, pp. 9–16, ago. 2017.

[18] WHITAKER, M., MCGIRL, N. *Uranium enrichment plant characteristics-A training Manual for the IAEA*. Relatório técnico, Oak Ridge National Lab.(ORNL), Oak Ridge, TN (United States), 2019.

[19] MIGLIAVACCA, S. C. P. *Separação Isotópica do Urânio – Fundamentos e Centrifugação*. In: Report, Centro de Tecnologia da Marinha - CTMSP, São Paulo., 2013.

[20] JORDAN, I. *Separacão dos isotopos de uranio pelo processo de centrifugacao em fase gasosa*. Ph.D. dissertação, Instintuto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN, São Paulo , Brasil, 1980.

[21] FULLWOOD, R. R., HALL, R. E. *Probabilistic risk assessment in the nuclear power industry*. In: Report, Brookhaven National Lab.,Upton, NY, USA, 1988.

[22] IAEA, I. A. E. A. *INSAG-6: Probabilistic Safety Assessment*. Techhnical Document SAFETY SERIES N^0 - 75-INSAG-6, International Atomic Energy Agency, Viena, Austria, 1992.

[23] IAEA, I. A. E. A. *Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*. Techhnical Document Specific Safety Guide N^0 SSG-3 S, International Atomic Energy Agency, Viena, Austria, 2010.

[24] MASKIN, M., HASSAN, A., BRAYON, F., et al. "Quantification of initiating event frequencies and component reliability data in level 1 probabilistic safety assessment at Puspati TRIGA research reactor", *Annals of Nuclear Energy*, v. 121, pp. 22–28, jul. 2018.

[25] TWEEDDALE, M. *Managing Risk and Reliability of Process Plants*. 1 ed. London, Elsevier Science, 2003.

[26] ERICSON, C. A. *Hazard Analysis Techniques for System Safety*. 2 ed. New Jersey, JOHN WILEY and SONS, 2005.

[27] ISO, A. A. N. "IEC 31010-2012: Gestão de riscos-técnicas para o processo de avaliação de riscos", *ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS*, v. 46, pp. 16, 2012.

[28] ZAKY, M. "Risk Analysis Using Fuzzy System Based Risk Matrix Methodology and Applications to Nuclear Facilities", *Arab Journal of Nuclear Sciences and Applications*, v. 51, n. 4, pp. 204–212, abr. 2018.

[29] NETO, A. S. V., CORREA, F. "Visão geral de métodos de análise de risco aplicados a instalações perigosas", *XI ENFIR, Poços de Caldas, Minas Gerais, Brasil*, abr. 1997.

[30] COMMISSION, N. R. *Nuclear fuel cycle facility accident analysis handbook*. Relatório técnico, Nuclear Regulatory Commission, 1998.

[31] DO AMARAL, L. A. *Diretrizes Operacionais para a Postulação de Cenários Acidentais de Instalações de Apoio em Terra para Submarinos de Propulsão Nuclear*. Dissertação de M.Sc., Programa de Engenharia Nuclear - COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2016.

[32] DE O. NETO, J. M., NARDOCCI, A. C., JR, P. F. W. "Análise de risco em instalações de enriquecimento isotópico de urânio", *In: Congresso Geral de Energia Nuclear-V CGEN, Rio de Janeiro*, v. Anais do V Congresso Geral de Energia Nuclear, fev. 1994.

[33] JOHN E. TILL, HELEN A. GROGAN. *Radiological Risk Assessment and Environmental Analysis*. 1 ed. New York, Oxford University Press, Inc.,, 2008.

[34] A. S. M. ALVES, E. M. P., DUARTE, J., MELO, P. F. F. "Safety and Risk Analysis of Liquid Radioactive Waste Transfer from Angra 1 to Angra 2 Nuclear Power Plants through a Container Tank", *Conference, European Safety and Reliability Association, Amsterdam, The Nederlands 2012*, v. Proceedings of the European Safety and Reliability, fev. 2012.

[35] DE ARAÚJO MARIN, M. P., DE OLIVEIRA NETO, J. M. "Analise de Perigos em uma Instalação de Produção de Hexafluoreto de Urânio", *Journal of Elasticity*, v. 5, pp. 71–76, fev. 1999.

[36] BRAGA, C. C., DE OLIVEIRA NETO, J. M. "Um estudo comparativo de modelos de liberação de hexafluoreto de urânio UF_6", *International nuclear atlantic conference; national meeting on nuclear applications*, ago. 2002.

[37] OKAMOTO, T., KIOYSE, R. "Evaluation of UF_6 Vapor Release in Postulated Accident", *Journal of Nuclear Science and Tecnology*, v. 15, n. 6, pp. 455–460, jun. 1978.

[38] GOLDTHWAITE, W., BAYBUTT, P., LEVERENZ, F., et al. "Guidelines for hazard evaluation procedures: Preparation and content", *Plant/Operations Progress*, v. 6, n. 2, pp. 63–67, 1987.

[39] *CNEN 1.04 - Licenciamento de Instalações Nucleares*. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, dez. 2002.

[40] WALLACE, S. J. "Using quantitative methods to evaluate process risks and verify the effectiveness of PHA recommendations", *Process Safety Progress*, v. 20, n. 1, pp. 57–62, mar. 20017.

[41] MARRO, A. A., SOUZA, A. M. C., CAVALCANTE, E. R. S., et al. "Lógica Fuzzy: Conceitos e aplicações", p. 2, fev. 2010.

[42] KLIR, G. J., YUAN, B. *Fuzzy Sets and Fuzzy Logic - Theory and Applications*. 1 ed. New Jersey, Prentice Hall, 1995.

[43] CROWL, D. A., F.LOUVAR, J. *Chemical Process Safety-Fundamentals with Applications*. 3 ed. Boston, Prentice Hall, 2011.

[44] *Integrated Safety Analysis Guidance Document 1513*. NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, may. 2001.

[45] CCPS. *Guidelines for consequence analysis of chemical releases*. 2 ed. New York, New York, John Wiley and Sons, 1999.

[46] (AIEA), I. A. E. A. *Component reliability data for use in probabilistic safety assessment.* Techhnical Document IAEA-TECDOC-478, International Atomic Energy Agency, Viena, Austria, 1988.

[47] A. S. M. ALVES, E. M. P., DUARTE, J., MELO, P. F. F. "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 - INAC*, nov. 2013.

[48] ECKERMAN, K., HARRISON, J., MENZEL, H., et al. "Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60". v. 41, Elsevier, pp. 1–130, 2012.

[49] *Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility 1520*. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, mar. 2002.

[50] *Annals of the ICRP*. ICRP Publication 60, NEW York, feb. 1990.

[51] SALSBURG, D. *The Lady Tasting Tea - how statistics revolutionized science in the twentieth century*. 1 ed. New York, W. H. Freeman and Company New York, 2001.

[52] CCPS. *GuidelineS for consequence analysis of Chemical releases*. 2 ed. New York, American Institute of Chemical Engineers, 1999.

[53] POPESCU, V. F., PISTO, M. S. "Fuzzy logic expert system for evaluating the activity of university teachers", *International Journal of Assessment Tools in Education*, v. 8, n. 4, pp. 991–1008, fev. 2021.

[54] COVA, M. I., RODRÍGUEZ-MONROY, C. "A fuzzy set scale approach to value workers participation and learning", *Journal of Innovation and Knowledge*, v. 1, n. 3, pp. 133–143, jun. 2016.

[55] GALLABA, M., BOULOIZ, H., ALAOUI, Y. L., et al. "Risk Assessment of Maintenance activities using Fuzzy Logic", *ScienceDirect*, v. 148, n. 2, pp. 226–235, fev. 2019.

[56] MEZA, L. A. L. *Modelo de Aprendizado de Máquina Combinado com Algoritmo de Exame de Partículas para a Emissão de Alerta de Inundações no Município de Volta Redonda.* Tese de Mestrado, Universidade Federal Fluminense, 2021.

[57] OOYEN, A. V., NIENHUIS, B. "Improving the Convergence of the Back-Propagation Algorithm", *NeuralNetworks*, v. 5, pp. 465–471, 1992. doi: https://doi.org/10.1016/0893-6080(92)90008-7.

[58] SAJIKUMAR, N., THANDAVESWARA, B. "A non-linear rainfall–runoff model using an artificial neural network", *Journal of Hydrology*, v. 216, pp. 32–55, 1999. doi: https://doi.org/10.1016/S0022-1694(98)00273-X.

Apêndice A

Identificação de Perigos e Análise de Riscos

Neste apêndice é apresentada a planilha de análise de perigos - APP. A descrição de cada cenário de perigo está resumida. Uma abordagem mais detalhada está no capítulo 4 deste trabalho. Os cenários seguem a numeração sequencial da seção 4.1.1, ou seja, iniciando em 1 e concluindo no cenário 12.

A segunda parte é dedicada a lista de definções dos itens presentes no texto da dissertação.

Tabela A.1: Análise Preliminar de Perigos (APP) - Identificação de perigos e análise de riscos

Perigo	**Causas**	**Conseq.**	**Freq. /ano**	**Sever. Sv**	**Risco /ano**
Liberação de UF_6 devido a falha na válvula do cilindro doador conectado a uma tubulação flexível	Danos estruturais nos internos da válvula Dessublimação de UF_6 impedindo a vedação total. Sobrepressão no interior do cilindro.	Exposição do operador ao UF_6 envolvido na atividade. Potencial para liberações de UF_6 devido a desconexão de algum componente. Potencial de liberação de UF_6 devido ao rompimento de uma das válvulas do cilindro.	7,8E-6	0	0
Trecho de tubulação responsável pela transferência de material entre cilndros - neste trecho de tubulação é colocado um circuito de traçadores elétricos.	Falha dos traçadores elétricos das tubulações responsáveis pelo aquecimento do trecho	Pressurização da linha. Possibilidade de rompimento e com exposição do operador ao UF_6	8,1E-2	0	0
Caixa metálica responsável por abrigar um conjunto de válvulas - neste trecho de tubulação fica localizado um conjunto de válvulas numa caixa metálica aquecida por resistências elétricas	Falha no sistema de aquecimento elétrico responsável por manter a caixa metálica aquecida	Pressurização da linha. Possibilidade de rompimento e com exposição do operador ao UF_6	7,07E-2	0.	0.
Válvula de cilindro 30B - apesar de este cenário ser muito semelhante ao cenário 1, haja vista que a válvula e o cilindro são iguais (cilindros 30B), diferem apenas em que o material de vazamento, neste caso, possui um teor isotópico maior (aproximadamente 4%).	Danos estruturais nos internos da válvula. Dessublimação de UF_6 impedindo a vedação total. Sobrepressão no interior do cilindro.	Exposição do operador ao UF_6 envolvido na atividade. Potencial para vazamentos de UF_6 devido a desconexão de algum componente. Potencial de liberação de UF_6 devido ao rompimento de uma das válvulas do cilindro	7,8E-6	0	0
Instrumento presente na câmara cilindro receptor - este instrumento de célula de carga é responsável pelo acompanhamento de massa no cilindro de UF_6 receptor acondicionado na câmara fria	Danos estruturais no instrumento. Falha na calibração. Leitura errada da quantidade de massa.	Perda no controle de massa no cilindro receptor . Aumento de pressão. Possibilidade de romper o cilindro, válvulas ou tubulação com liberação de UF_6.	8,18E-2 (C - provável)	3,95E-1 (II - marginal)	1,3E-3
Válvula responsável pelo fluxo de UF_6 entre os cilindros doador e receptor do sistema de recomposição isotópica	Danos estruturais nos internos da válvula. Dessublimação de UF_6 impedindo a vedação total. Sobrepressão no interior do cilindro.	Perda no controle da passagem de massa para o cilindro receptor com aumento de pressão. Possibilidade de romper o cilindro, válvulas ou tubulação com liberação de UF_6.	6,84E-2 (B - remoto)	3,39E-1 (II - marginal)	9,3E-4
Instrumento responsável pela indicação aberta ou fechada da válvula do cenário 6 (cenário anterior).	Danos estruturais no instrumento. Falha na indicação de posição da válvula.	Perda no controle da passagem de massa para o cilindro receptor com aumento de pressão. Possibilidade de romper o cilindro, válvulas ou tubulação com liberação de UF_6.	8,18E-2 (B - remoto)	3,39E-1 (II - marginal)	1,1E-3
Instrumento responsável pelo controle de temperatura até 80°C no interior da autoclave de homogeneização	Danos estruturais no instrumento. Falha na calibração. Leitura errada de temperatura	Aumento de pressão no interior do cilindro 30B. Possibilidade de rompimento do cilindro, válvulas ou tubulação com liberação de UF_6	2,19E-1 (C - provável)	7,73E-1 (III - crítico)	6,8E-3
Instrumento responsável pelo controle de temperatura até 85°C próximo à resistência de aquecimento do interior da autoclave de homogeneização.	Danos estruturais no instrumento. Falha na calibração. Leitura errada de temperatura	Aumento de pressão no interior do cilindro 30B. Possibilidade de rompimento do cilindro, válvulas ou tubulação com liberação de UF_6	2,19E-1 (C - provável)	6,64E-1 (III - crítico)	5,8E-3

Tabela A.2: Análise Preliminar de Perigos (APP) - Identificação de perigos e análise de riscos - Continuação

Perigo	Causas	Consequências	Frequência, /ano	Sever., Sv	Risco, /ano
Sistema responsável pela retirada de amostras líquidas de UF_6 do cilindro no interior da autoclave de homogeneização.	Movimentos ou conexões do dispositivo errados.	Potencial para liberações de UF_6 para o interior da autoclave.	3,28E-3 (B - remoto)	8,19E-1 (III - crítico)	1,1E-4
Instrumento responsável pelo controle de pressão no interior do cilindro.	Danos estruturais no instrumento. Falha na calibração. Leitura errada da pressão no interior da autoclave.	Aumento de pressão no interior da autoclave. Indica ao operador possíveis liberações de material para o interior da autoclave. Exposição do operador na abertura da porta autoclave.	2,19E-1 (C - provável)	8,19E-1 (III - crítico)	7,2E-3
Instrumento responsável pelo controle de pressão no interior do cilindro.	Danos estruturais no instrumento. Falha na calibração. Leitura errada da pressão no interior da autoclave.	Aumento de pressão no interior da autoclave. Indica ao operador possíveis liberações de material para o interior da autoclave. Exposição do operador na abertura da porta autoclave.	2,19E-1 (C - provável)	8,19E-1 (III - crítico)	7,2E-3

Apêndice B

Lista de Definições

Perigo - É definido como uma característica física, radiológica ou química inerente que tem o potencial de causar danos às pessoas, ao meio ambiente ou à propriedade. Antes que uma análise de perigos possa começar, primeiro é necessário identificar esses perigos [44]. Ou como afirma [5], é uma condição física ou química que tem o potencial de causar danos a pessoas, propriedades, ou ao meio ambiente. É um sistema ou componente que contém apenas os elementos necessários e suficientes para resultar em um acidente. Os componentes de um perigo definem as condições necessárias para um acidente e o resultado final ou efeito do acidente [26]. Perigo é uma entidade determinística e não um evento aleatório [26].

Risco - É uma medida dos ferimentos causados em pessoas, danos ambientais ou perdas econômicas, em termos tanto das chances de ocorrência quanto da magnitude desses ferimentos, danos ou perdas [25].

Avaliação de perigo - É um esforço organizado para identificar e analisar a significância de situações perigosas associadas a um processo ou atividade [5].

Incidente - É definido como um evento não planejado ou sequência de eventos que resultaram ou tiveram o potencial de resultar em impactos adversos. Assim, uma sequência de incidentes é uma série de eventos que podem transformar a ameaça representada por um perigo de processo [5].

Cenário - É um evento não planejado ou sequência de incidente que resulta em um evento de perda e seus impactos associados [5].

Termo fonte - Expressão que se refere às quantidades e composições de materiais radioativos liberados, localizações dos pontos de liberação e as taxas de liberação durante o tempo considerado na avaliação [33].

Impacto - É uma medida da perda e dano final de um evento de perda. Pode ser expresso em termos de número de lesões e/ou fatalidades, extensão dos danos ambientais e/ou magnitude das perdas, como danos à propriedade, perda de material, produção perdida, perda de participação no mercado e custos de recuperação [5].

Atividade nuclear, A - É expressa pelo quociente entre o número médio de transformações nucleares espontâneas e o intervalo de tempo decorrido. Sua unidade é o Becquerel (Bq) [16].

Dose absorvida, D - É definida como uma quantidade da energia transferida e captada no processo de excitação dos átomos, ou perdida por radiação de freamento (raios X), cujos fótons podem escapar do material. A fração absorvida da energia transferida corresponde às ionizações dos átomos, quebra de ligações químicas dos compostos e incremento da energia cinética das partículas (correspondente à conversão [16]. Sua unidade é o gray - Gy.

Dose Equivalente, H - É obtida multiplicando-se a dose absorvida D pelo Fator de qualidade (Quality factor), Q. Sua unidade é o sievert - Sv [16].

Dose Equivalente Efetiva, $\mathbf{H_{EF}}$ - Também denominada de Dose Equivalente de Corpo Inteiro. É obtida pela relação de soma das doses equivalentes ponderadas nos diversos órgãos e tecidos [16].

Conjunto *fuzzy* - É definido matematicamente atribuindo a cada indivíduo possível no universo do discurso um valor que representa seu grau de pertinência no conjunto *fuzzy* [55].

Método Probit - É um método de ajuse de curva usado para relacionar a dose de uma substaância tóxica com a sua resposta em um organismo biológico [43].