

TOMADA DE DECISÃO COM INFORMAÇÃO DO RISCO NO CONTEXTO DO
LICENCIAMENTO DE UMA UNIDADE DE CONVERSÃO DE HEXAFLUORETO
DE URÂNIO

João da Silva Gonçalves

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

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso
e Melo

Rio de Janeiro
Março de 2015

TOMADA DE DECISÃO COM INFORMAÇÃO DO RISCO NO CONTEXTO DO
LICENCIAMENTO DE UMA UNIDADE DE CONVERSÃO DE HEXAFLUORETO
DE URÂNIO

João da Silva Gonçalves

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

Examinada por:

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

Prof. Carlos André Vaz Júnior, D.Sc.

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

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2015

Gonçalves, João da Silva

Tomada de Decisão com Informação do Risco no Contexto do Licenciamento de uma Unidade de Conversão de Hexafluoreto de Urânio / João da Silva Gonçalves. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2015.

XV, 114 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Dissertação (Mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2015.

Referências Bibliográficas: p. 87-95.

1. Informação do Risco. 2. Hexafluoreto de urânio. 3. Ciclo do combustível nuclear. 4. Licenciamento de uma Unidade de Conversão. I. Melo, Paulo Fernando Ferreira Frutuoso. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

“Ninguém pode voltar no tempo e modificar o passado, mas pode começar hoje
a construir um novo futuro.”

(Chico Xavier)

AGRADECIMENTOS

A Deus pela oportunidade de estar aqui buscando entender sua criação.

Aos meus pais, Ivone e Jurandir, por todo apoio e incentivo ao estudo e ao desenvolvimento do homem de bem durante toda a minha vida.

Ao meu orientador Paulo Fernando por ter me incentivado, preparado e acompanhado durante o mestrado. Pela parceria, amizade, paciência e orientações precisas, sem as quais eu certamente não teria conseguido chegar tão longe.

Ao professor José de Jesus, por querer sempre obter o melhor de todos nós, alunos, com críticas objetivas, severas e construtivas. Juntamente com o Professor Paulo, como malhando o ferro bruto de nossas mentes, preparassem a forja e a têmpera de nossa melhor formação acadêmica e de desenvolvimento profissional.

Aos Professores Antônio Alvim e Fernando Carvalho, pelo incentivo e tolerância com minhas falhas.

A toda a equipe do PEN Lili, Jô, Washington e Reginaldo, pelo apoio e atendimento fraterno durante todo o curso de mestrado.

A minha esposa Ana Paula e meus filhos Melissa, Gabriel e João Paulo pela paciência, compreensão e incentivo pleno, em todos os momentos em que estive ausente nesta que foi a minha maior jornada acadêmica. Sem vocês nada disto seria possível.

Aos amigos e amigas de jornada no PEN que tanto me ajudaram nos estudos, preparação das matérias e para as provas, sem os quais não poderia ter voltado à Universidade após 28 anos desde minha graduação.

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

TOMADA DE DECISÃO COM INFORMAÇÃO DO RISCO NO CONTEXTO DO
LICENCIAMENTO DE UMA UNIDADE DE CONVERSÃO DE HEXAFLUORETO
DE URÂNIO

João da Silva Gonçalves

Março/2015

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho propõe uma análise das implicações consequentes em relação aos critérios normativos aplicáveis para o licenciamento de usinas de produção de UF₆. Também, no âmbito do ciclo do combustível nuclear, analisar a aplicabilidade da tomada de decisão através de informação de risco (RIDM) no contexto do licenciamento de novas instalações nucleares exceto reator.

Para a realização deste trabalho, foram identificadas as bases normativas nacionais e internacionais aplicáveis, confrontando-se os possíveis critérios para licenciamento da nova usina de conversão da INB em relação ao projeto e bases tecnológicas propostas para esta nova unidade do ciclo do combustível nuclear no Brasil. Através de uma Análise Preliminar de Riscos foram elencados, classificados e analisados quanto a criticidade os perigos mais relevantes do projeto. A partir da avaliação prévia quanto à existência de vulnerabilidades relativas ao completo atendimento dos requisitos das normas aplicáveis, bem como à robustez das alternativas tecnológicas, de engenharia e defesa em profundidade instruídos no projeto, foi possível inferir a aplicabilidade dos conceitos de tomada de decisão com informação de risco para a nova unidade produção de hexafluoreto de urânio.

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

ON THE APPLICATION OF RISK-INFORMED DECISION-MAKING
APPLICABILITY TO THE LICENSING PROCESS OF A UF₆ CONVERSION
INDUSTRIAL PLANT

João da Silva Gonçalves

March/2015

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This study proposes an analysis of the normative fundamentals and criteria for the licensing of the new uranium hexafluoride (UF₆) production plant. Also, regarding the nuclear fuel cycle, analyze the applicability of the risk information decision making (RIDM) concepts through the context of the licensing of new nuclear installations, except reactors.

For this work, national and international suggested as useful regulatory normative base were identified and faced to the possible criteria for licensing of a new conversion plant in study by INB, regarding the design and technological bases proposed for this new unit of the nuclear fuel cycle in Brazil. Through a preliminary risk analysis (PHA) were listed, classified and criticized the major hazards and risks of the project. With such a prior assessment regarding the existence of vulnerabilities in the full compliance with the requirements and criteria of the applicable regulatory standards, as well regarding the robustness of the applied technological alternatives, engineering and defense in depth to the project, it was possible to infer the applicability of the risk information decision making concepts relied on the future new uranium hexafluoride production plant.

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO	1
1.1. OBJETIVOS.....	2
1.1.1. Superiores	2
1.1.2. Imediatos.....	2
1.2. MOTIVAÇÃO.....	3
1.3. CARACTERIZAÇÃO E METODOLOGIA DA PESQUISA.....	6
1.3.1. Metodologia.....	6
1.4. DELIMITAÇÃO	7
1.5. ORGANIZAÇÃO E FORMATAÇÃO DA PESQUISA	7
2. CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR	9
2.1. FUNDAMENTOS E CARACTERÍSTICAS	9
2.1.1. A Energia Nuclear	9
2.1.2. O Ciclo do Combustível Nuclear.....	11
2.1.3. O Ciclo do Combustível e as Centrais Nucleares no Brasil	16
2.1.4. A Produção de Hexafluoreto de Urânio no Mundo.....	22
3. CONCEITOS DE TOMADA DE DECISÃO COM INFORMAÇÃO DO RISCO (RIDM) E BASE NORMATIVA	24
3.1. CONCEITUAÇÃO DO RIDM	24
3.1.1. Requisitos Determinísticos	26
3.1.2. Abordagem Probabilística	28
3.1.2.1. Critérios Probabilísticos	29
3.2. BASE NORMATIVA APLICÁVEL	35
4. A TECNOLOGIA DE CONVERSÃO PARA O BRASIL	36
4.1. A IMPLANTAÇÃO INDUSTRIAL DA TECNOLOGIA DE CONVERSÃO DO BRASIL.....	36

4.2. CARACTERÍSTICAS GERAIS DE PROJETO DA NOVA USINA DE CONVERSÃO DA INB E IDENTIFICAÇÃO DE ELEMENTOS PARA A RIDM.....	38
4.2.1. Características do processo de produção e tecnologia de processo.....	39
4.2.2. Descrição geral do processo de produção para a nova unidade	47
4.2.3. Critérios gerais do projeto	51
4.2.4. Características dos Equipamentos e linhas de processo	52
4.2.5. Características dos prédios, áreas de produção, de apoio e almoxarifados	54
4.2.6. Características dos sistemas de instrumentação e controle de processo... 55	
4.2.7. Características dos materiais, matéria-prima e insumos dos processos.... 57	
4.2.8. Características das Barreiras de Proteção	60
4.2.9. Características dos sistemas de governança de emergência	60
4.2.10. Características dos sistemas de mitigação de acidentes	61
5. ANÁLISE PRELIMINAR DE SEGURANÇA PARA O PROJETO CONCEITUAL DA NOVA USINA	64
5.1. A ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS (APR).....	64
5.2. CONSTRUÇÃO DE UMA PROPOSTA DE MATRIZ DE RISCO	69
5.2.1. Fundamentação a partir de pesquisa junto à órgãos de regulação.....	69
5.2.2. Proposta de construção de uma nova matriz de risco	77
6. ANÁLISE DE CONFORMIDADE COM A CONCEITUAÇÃO RIDM E DISCUSSÕES EM RELAÇÃO À “INSIGHT’S” DETERMINÍSTICOS E PROBABILÍSTICOS	80
7. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES PARA ESTUDOS POSTERIORES.....	85
8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	87
ANEXO A.....	96
ANEXO B	97
ANEXO C.....	98

ÍNDICE DE FIGURAS

	Pág.
Fig. 2.1 Fusão Nuclear.....	7
Fig. 2.2 Fissão Nuclear.....	8
Fig. 2.3 Ciclo do combustível nuclear com reprocessamento.....	9
Fig. 2.4 Ciclo do combustível nuclear sem reprocessamento.....	10
Fig. 2.5 Cascata de enriquecimento de urânio.....	11
Fig. 2.6 Vareta e elemento combustível.....	12
Fig. 2.7 Ciclo do combustível nuclear no Brasil.....	14
Fig. 2.8 Localização das reservas e minas de urânio do Brasil.....	15
Fig. 2.9 Mina de urânio em Lagoa Real.....	16
Fig. 2.10 Reservas mundiais seguras (RAR).....	17
Fig. 2.11 Reservas mundiais inferidas (IR).....	17
Fig. 2.12 Elemento combustível da Central de Angra 1.....	18
Fig. 2.13 Elemento combustível das Centrais de Angra 2 e futura Angra 3.....	19
Fig. 2.14 Esquema da fabricação de um Elemento Combustível.....	19
Fig. 2.15 Central de Angra 3, em construção, com Angra 2 e 1 ao fundo.....	20
Fig. 3.1 Processo integrado de tomada de decisão.....	23

Fig. 3.2	Integração abordagem determinística e probabilística.....	32
Fig. 4.1	Etapas de produção do UF ₆	40
Fig. 4.2	Formas intermediárias de concentrados de urânio antes da purificação..	45
Fig. 4.3	Formas intermediárias e final do urânio já purificado durante o processamento químico para obtenção do UF ₆	45
Fig. 4.4	Cilindro 48Y para UF ₆ natural e empilhadeira de transporte.....	46
Fig. 4.5	Esquema básico para produção de UO ₃ de alta pureza.....	47
Fig. 4.6	Esquema básico para produção de UF ₆ de alta pureza.....	49
Fig. 5.1	Representações do risco individual por meio dos contornos de isorrisco	71
Fig. 6.1	Instalações de Pierrelate-França – Comurhex I antes da modificação.....	84
Fig. 6.2	Instalações de Pierrelate-França – Comurhex II obras de modificação...	84

ÍNDICE DE TABELAS

	Pág.
Tabela 2.1 Reservas de urânio brasileiras.....	15
Tabela 4.1 Ramos da Engenharia e sua Abrangência.....	38
Tabela 4.2 Tecnologias adotadas pelas principais empresas de conversão no mundo.....	41
Tabela 4.3 Principais vantagens e desvantagens das tecnologias utilizadas no mundo.....	42
Tabela 4.4 Tecnologia de Equipamentos Seleccionada no Projeto da INB...	43
Tabela 4.5 Demanda e Estocagem de Matéria-Prima e Insumos.....	56
Tabela 4.6 Efluentes Líquidos.....	58
Tabela 4.7 Efluentes Sólidos.....	58
Tabela 4.8 Efluentes Gasosos.....	59
Tabela 4.9 Medidas Preliminares para Mitigação de Eventos.....	62
Tabela 5.1 Técnicas Usualmente Aplicáveis às Diversas Fases do Ciclo de Vida da Instalação Industrial.....	65
Tabela 5.2 Graus de Frequência.....	66
Tabela 5.3 Categoria de Severidade da Consequência.....	67
Tabela 5.4 Matriz de Risco - Severidade da Consequência.....	69

Tabela 5.5	Classificação de Risco.....	69
Tabela 5.6	Matriz de Risco com base na US NRC.....	75
Tabela 5.7	Matriz de Risco com base na AREVA – COMURHEX II.....	77
Tabela 5.8	Classe de Risco - Matriz de Risco com base na AREVA – COMURHEX II.....	77
Tabela 5.9	Graus de Frequência.....	78
Tabela 5.11	Matriz de Risco para o projeto INB.....	80
Tabela 6.1	Verificação de itens em relação a Matriz de Risco para o projeto INB.....	82

LISTA DE SIGLAS

AHF-	Ácido fluorídrico anidro
IAEA-	<i>International Atomic Energy Agency</i>
AIS-	Análise integrada de segurança
ALARA-	Nível de risco tão baixo quanto razoavelmente alcançável
ALARP-	Nível de risco tão baixo quanto razoavelmente praticável
AQR-	Análise Quantitativa de Riscos
APR-	Análise Preliminar de Riscos
APS-	Análise Probabilística de Segurança
ARAMIS-	<i>Accidental Risk Assessment Methodology for Industries</i>
CCN-	Ciclo do Combustível Nuclear
CDF-	<i>Core damage frequency</i>
CETESB-	Companhia de Tecnologia de Saneamento Ambiental
CFTV-	Circuito Fechado de Televisão
CLP-	Controlador Lógico Programável
CNEN-	Comissão Nacional de Energia Nuclear
COPPE-	Instituto Alberto Luiz Coimbra de Pós-Graduação e Pesquisa de Engenharia
CTMSP-	Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
EPE-	Empresa de Pesquisa Energética
ETN-	Eletronuclear S/A
FCS-	Funções Críticas de Segurança
IBQN-	Brasileiro de Qualidade Nuclear
HEPA-	<i>High Efficiency Particulate Air</i>
HLW-	<i>High Level Waste</i>
HVAC-	<i>heating, ventilating, and air conditioning</i>
IHM-	Interface homem-máquina
INB-	Indústrias Nucleares do Brasil S/A
IROFS-	<i>Items relied on for safety</i>
LBS-	Limite básico de segurança
LERF-	<i>Large Early Release Frequency</i>
LLW-	<i>Low High Level Waste</i>

MOX-	<i>Mixed-Oxide Fuel</i>
MW-	Megawatt
MWe-	Megawatt elétrico
OBS-	Objetivo básico de segurança
OECD-	<i>Organization for Economic Co-operation and Development</i>
P&ID-	<i>Pipe and Instruments Drawing</i>
PCO-	Painel de Controle Operacional
PCR-	Painel de Controle Redundante
PDE-	Plano Decenal
PNE-	Plano Nacional de Energia
PWR-	<i>Pressurized Water Reactor</i>
RAR-	Reservas asseguradas
RI-	Reservas inferidas
RID-	Risco individual
RIDM-	<i>Risk information decision making</i>
RMTF-	<i>Risk Management Task Force</i>
SDS-	Sismo de Desligamento Seguro
SIL-	Nível de integridade de segurança intrínseca
SPDA-	Sistema de Proteção Contra Descargas Atmosféricas
U.S.NRC-	<i>United States Regulatory Commission</i>

1. INTRODUÇÃO

A geração de energia elétrica utilizando-se usinas térmicas de fonte nuclear deverá alcançar uma participação entre 3% a 5% da matriz energética brasileira EPE (2014). Segundo a Empresa de Pesquisa Energética (EPE), no Plano Nacional de Energia (PNE 2030), EPE (2007), foi considerado um cenário para a construção de pelo menos mais 4 usinas até 2030, além das usinas Angra 1, 2 e 3, representando um incremento de cerca de 4.000 MWe na matriz. Contudo, no que concerne ao setor elétrico, o Plano Decenal de Expansão de Energia 2022 – PDE 2022, EPE (2014), já incorpora os resultados dos leilões de energia nova e de reserva realizados até agosto de 2013. A potência total dos projetos que comercializaram energia nos anos de 2012 e 2013 foi de 574,3 MW e 2.770,7 MW, correspondendo a uma energia de aproximadamente 300 MW médios e 1.400 MW médios, respectivamente. Estão incluídas neste total a geração de origem eólica, com uma potência total de cerca de 282 MW, contratados em 2012 e 1.505 MW em 2013.

Segundo o PDE 2022, EPE (2014), para atender de forma adequada ao crescimento da carga de energia, optou-se por indicar a expansão do parque gerador, com termelétricas a gás natural a partir de 2018, totalizando 1.500 MW. A concretização desta expansão termelétrica está atrelada à disponibilidade e competitividade dos projetos de gás natural nos futuros leilões para compra de energia nova. Segundo o plano, em caso de inviabilidade, outras fontes constituem alternativas para o atendimento à demanda, entre elas as usinas térmicas a carvão. A atual crise do setor de petróleo, a derrocada da produção hídrica e os problemas de oscilação de preço no mercado de carvão colocam em risco o planejamento atual, onde a elevação dos custos da geração já estão gerando forte impacto nas tarifas para o consumidor final.

Ainda segundo o PDE 2022, quanto à termelétricidade, a expansão da geração com fontes nucleares não foi contemplada neste plano, além da entrada da usina de Angra 3. Foram citadas como causas: “..., principalmente, os prazos necessários para a implantação de novas centrais ... e a fase em finalização dos estudos para seleção de sítios propícios à implantação de centrais nucleares nas regiões Sudeste/Centro-Oeste, Sul e Nordeste, a data mais provável para início de sua operação seria posterior ao horizonte deste PDE...”. Porém, aqui inferimos, pela ausência de outras citações da EPE, que tal planejamento intermediário ainda mantém as premissas e objetivos do PNE

2030. Assim, tanto a Eletrobrás Eletronuclear S/A (ETN), operadora dos reatores nacionais, quanto as Indústrias Nucleares do Brasil S/A (INB S/A), empresa pública responsável pelo fornecimento do combustível nuclear, necessitam continuamente adequar seus planejamentos operacionais e de investimentos de longo prazo aos emanados pela EPE. Desta forma, a expansão da frota de reatores nacionais, bem como a modernização e complementação do ciclo do combustível nuclear que lhe dê suporte operacional são ações de infraestrutura fundamentais para recomposição da matriz energética nacional, face a esperada redução na geração primária oriunda da fonte hidroelétrica.

Este trabalho se refere a implantação industrial da última das etapas do ciclo do combustível nuclear aberto, adotado pelo Brasil, como consequência do Plano Nacional de Energia (PNE, 2030).

1.1. OBJETIVOS

1.1.1. Superiores

Propor e analisar a aplicação da tomada de decisão com a informação do risco no contexto do licenciamento de usinas de produção de UF₆, sendo esta a última etapa do ciclo do combustível nuclear aberto a ser implantada em escala industrial no país.

1.1.2. Imediatos

Considerando como estudo de caso a implantação da nova unidade de conversão da INB, realizar uma análise prévia quanto à existência de vulnerabilidade no completo atendimento à requisitos das normas aplicáveis e, também, quanto à robustez das alternativas tecnológicas e de engenharia normalmente adotadas em projetos semelhantes, que garantam a melhor segurança operacional para a nova unidade.

1.2. MOTIVAÇÃO

A Indústrias Nucleares do Brasil S/A é a empresa pública responsável pela produção do combustível nuclear usado nas usinas brasileiras, exercendo um monopólio desta atividade aplicado a toda a cadeia produtiva. Ou seja, incluindo a mineração, o beneficiamento, a conversão, o enriquecimento, a produção de óxidos de urânio e a montagem do elemento combustível. O serviço de Conversão do urânio em escala industrial é o único do ciclo do combustível nuclear que atualmente é feito completamente fora do país. No Plano Plurianual 2012-2015, que é um plano de diretrizes, objetivos e metas do governo federal, através da ação 13CR, o governo se une à INB para a implantação de uma usina de produção de hexafluoreto de urânio (conversão). O objetivo é a obtenção da autossuficiência industrial na produção do combustível nuclear nacional - iniciando em 2012 e com prazo de até 11 anos para a sua implantação, a nova usina de conversão da INB entrará em operação a tempo de produzir hexafluoreto de urânio tanto para as recargas de Angra 1, 2 e 3, como para o núcleo do quarto reator nacional.

Assim, os principais fatores que levaram à tomada de decisão para a implantação da produção de hexafluoreto de urânio em escala industrial no Brasil foram:

- ✓ Logística cada vez mais complexa, elevação de custos e aumento do risco de insucesso no transporte de material nuclear, para atendimento das usinas nacionais;
- ✓ Expansão do programa de implantação modular do processo de ultracentrifugação para a produção do combustível nuclear para as centrais de Angra dos Reis;
- ✓ Indicativo de a médio prazo ser tomada a decisão de implantação do quarto reator nacional, devido à crise termo-hidráulica que se configurou em relação à forma estrutural do sistema de geração primária do país (derrocada da produção hídrica x operação emergencial, custosa e poluidora da geração térmica via combustíveis fósseis).

As plantas do ciclo do combustível nuclear processam urânio e outros compostos químicos que, se liberados, podem causar danos a trabalhadores, público, meio ambiente ou danos materiais (Santos, 2014). A usina de conversão por processar

urânio com enriquecimento natural e utilizar compostos químicos tóxicos e perigosos em grande proporção se assemelha mais às plantas químicas convencionais do que às demais plantas nucleares do ciclo.

A causa principal (KHAN, 1999) de problemas de liberação de substâncias químicas na indústria, e de 35% do número total de explosões, é a falha no controle das reações químicas. Os principais fatores contribuintes são: ruptura de equipamentos (27%), falhas humanas (18%) e procedimentos indevidos (18%). No caso de incêndios, as causas principais são: vazões excessivas ou liberações de fluidos inflamáveis (18%), superaquecimento ou superfícies superaquecidas (16%), falhas em tubulações ou ajustes (11%) e pane elétrica (11%). Em suma, no caso de acidentes em indústrias químicas, 25% são explosões ou incêndios e em 71% ocorrem liberações de gases tóxicos na atmosfera. Como a planta de conversão é eminentemente química e que usa uma substância nuclear (urânio), o licenciamento deste tipo de instalação requer uma abordagem especial ou diferenciada de avaliação do uso de tecnologias e soluções de engenharia, capazes de atender aos requisitos normativos, tanto no campo das instalações industriais químicas, quanto das plantas do ciclo do combustível nuclear.

No Brasil, o modelo de licenciamento de instalações do ciclo do combustível nuclear é estabelecido como eminentemente determinístico, CNEN (2002), (2014a). Em 1997, a Comissão Nacional iniciou a aplicação dos conceitos de Gerenciamento de Risco, CNEN (1997), buscando requisitos mínimos para garantir a continuidade operacional segura de usinas nucleoeletricas, conforme o enunciado do objetivo da norma; “ *... objetivo desta Norma é estabelecer os requisitos mínimos necessários para garantir que a condução da operação de usinas nucleoeletricas seja mantida sem risco indevido à saúde e à segurança da população como um todo e ao meio ambiente. ...*”.

Por outro lado, devido às características dos compostos químicos de altíssima periculosidade e toxidez, bem como aos níveis de energia, inerentes aos processos de transformação físico-química do urânio até a formação do produto final (UF₆), fica claro que a instituição operadora deve desenvolver, aplicar e aperfeiçoar um modelo para o gerenciamento do risco associado às diversas configurações operacionais da nova instalação nuclear. Há que se desenvolver projetos, procedimentos e estruturas de gestão da segurança capazes de fazer frente aos questionamentos a serem respondidos pelos órgãos licenciadores quando da execução das análises e deliberação pelo licenciamento

das novas unidades, segundo os modelos cada vez mais exigentes para avaliações integradas de segurança.

Pelo exposto, justifica-se a necessidade de serem analisadas previamente as características e implicações dos possíveis critérios para licenciamento de novas usinas de produção de UF₆, bem como quanto à não existência de vulnerabilidades no projeto ou na robustez das alternativas tecnológicas e de engenharia adotadas, aferindo e demonstrando quanto ao completo atendimento aos requisitos instruídos pelas normas e critérios de licenciamento aplicáveis ao caso.

1.3. CARACTERIZAÇÃO E METODOLOGIA DA PESQUISA

A pesquisa propõe analisar a aplicação da tomada de decisão com a informação do risco (*Risk Information Decision Making* - RIDM) no contexto do licenciamento de usinas de produção de UF₆. Para tal é necessário a identificação dos requisitos de norma aplicáveis, bem como a existência de parâmetros e procedimentos referenciáveis que possam ser utilizados no âmbito das atividades do ciclo do combustível nuclear.

Tanto na abordagem RIDM quanto para obtenção de parâmetros e bases de dados para análises de segurança no âmbito do ciclo do combustível, pode ser verificada a baixa existência de procedimentos e guias de entendimento comum, em comparação com o campo dos reatores nucleares. Daí a necessidade, neste estudo, de serem desenvolvidas algumas ferramentas de análise, como, por exemplo, a proposição de uma matriz de riscos para a utilização no âmbito das análises de segurança afetas ao ciclo do combustível.

1.3.1. Metodologia

De acordo com os acidentes/eventos base de projeto, e considerando as referências CNEN (2002), CNEN (2014a), IAEA (2005), IAEA (2008), IAEA(2010a), Petrobras (2010), CETESB (2011), U.S NRC (2008) e na ausência de uma metodologia específica, a seguinte metodologia geral foi adotada:

- a) Elaboração de uma Análise Preliminar de Riscos (APR) no projeto em estudo de caso, referenciada inicialmente aos critérios aplicados à indústria química;
- b) Estudo e proposição de critérios de classificação, frequência e severidade para construção de uma matriz básica de riscos, a ser utilizada em estudos de risco no âmbito das etapas do ciclo do combustível nuclear;
- c) Com base na APR e matriz de riscos proposta no item 'b', reclassificar os riscos através dos critérios elencados e identificar quais apresentam maior criticidade;

- d) Verificar para os itens de maior criticidade se estão assistidos por adequado nível de defesa em profundidade segundo IAEA (2006);
- e) Identificar e evidenciar a existência dos elementos necessários a aplicação da tomada de decisão com a informação do risco no contexto do licenciamento de usinas de produção de UF₆ segundo IAEA (2005), U.S NRC (2008) e U.S NRC (2012a);
- f) Com base nos resultados e considerando a experiência operacional da INB no licenciamento e operação de instalações do ciclo do combustível nuclear, propor as principais avaliações / decisões de análise de risco (insights determinísticos e insights probabilísticos) que necessitem ser aprofundadas para garantia da robustez de segurança do projeto e seu alinhamento com os conceitos RIDM.

1.4. DELIMITAÇÃO

Não serão realizadas análises probabilísticas de segurança (APS), nem análises quantitativas de Risco (AQR), devido ao fato que o estágio do projeto em estudo de caso, por ocasião da realização da pesquisa, não possibilitaria a sua adequada fundamentação.

1.5. ORGANIZAÇÃO E FORMATAÇÃO DA PESQUISA

O presente trabalho está estruturado em sete capítulos, como se segue:

O capítulo 1 apresenta a descrição do problema, a motivação para o trabalho, o objetivo do trabalho, a metodologia, a organização e delimitação do mesmo.

O Capítulo 2 mostra uma revisão da literatura, apresentando os fundamentos e conceitos das etapas do ciclo do combustível nuclear e as características do ciclo no Brasil, bem como as características do processo de conversão no mundo.

O Capítulo 3 mostra os conceitos de tomada de decisão com informação do risco (RIDM), e base a normativa sugerida para o estudo de caso do licenciamento da nova unidade do ciclo do combustível nuclear no Brasil.

O Capítulo 4 apresenta os processos gerais e uma síntese da tecnologia de produção de uma usina de conversão, bem como um resumo das características de projeto e das barreiras de proteção consideradas no projeto conceitual da nova unidade de produção de hexafluoreto de urânio para o Brasil

O Capítulo 5 apresenta a identificação dos perigos, riscos e das medidas de projeto para sua mitigação, a construção de uma proposta de matriz de risco.

O Capítulo 6 apresenta uma análise crítica contra a conceituação RIDM e discussões em relação à *insight's* determinísticos e probabilísticos.

O Capítulo 7 apresenta conclusões e recomendações.

O Capítulo 8 apresenta os anexos.

2. CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR

2.1. FUNDAMENTOS E CARACTERÍSTICAS

2.1.1. A Energia Nuclear

A energia nuclear corresponde a energia liberada sob a forma de calor e radiações eletromagnéticas, oriunda de interações e/ou reações nucleares afetando as ligações entre prótons e nêutrons do núcleo dos átomos. As de maior intensidade ocorrem como resultado das reações de fusão ou fissão nuclear.

No processo denominado de fusão nuclear os átomos leves de determinados materiais são unidos formando um átomo de outro material mais pesado consumindo e também liberando grandes quantidades de energia térmica e radiação eletromagnética (ver Figura 2.1). É o processo que acontece nas estrelas como o nosso Sol, por exemplo, onde átomos de hidrogênio se fundem para formar átomos de hélio, gerando grande conteúdo de energia térmica, luz e radiações diversas.

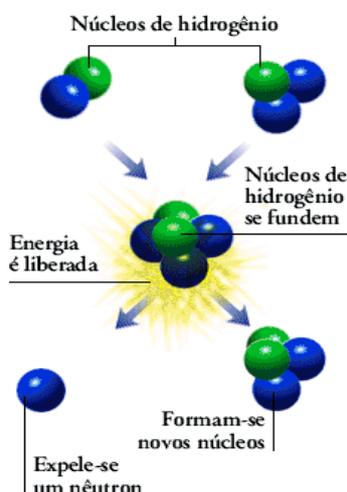


Figura 2.1 – Fusão nuclear – Fonte

http://wikiciencias.casadasciencias.org/index.php/Fusão_nuclear>

Isótopos são átomos de um mesmo elemento químico que possuem o mesmo número de prótons e diferem em números de nêutrons e de massa.

No caso do processo nuclear de fissão de isótopo físsil, ver a Figura 2.2, quando um nêutron atinge seu núcleo divide-o, e ocorre a emissão de dois a três nêutrons, sendo

que parte da energia que os ligava é liberada em forma de calor e outra parte na forma de radiações (alfa, beta e gama). Os nêutrons liberados na fissão atingem, sucessivamente, outros núcleos, provocando a chamada reação em cadeia, com grande liberação de energia térmica.



Figuras 2.2 – Fissão nuclear – Fonte: CNEN

Essa energia é aproveitada, de modo controlado, como fonte de geração de calor e eletricidade nas centrais nucleares há cerca de cinco décadas, tendo se tornado a quarta fonte de produção comercial de energia elétrica no mundo.

O isótopo físsil mais utilizado para a geração nucleoeleétrica é o urânio -235 (^{235}U). A descoberta do urânio é atribuída ao professor e farmacêutico alemão Martin Heinrich Klaporth (TSOULFANIDIS, 2013), que, em 1789, conseguiu isolar um óxido de urânio. O urânio é o elemento químico metálico de símbolo U, de massa 238, possui 98 prótons e 98 nêutrons e pertencente à família dos actinídeos. Normalmente encontrado na natureza no estado sólido em forma de minério é mais abundante que a prata e que o ouro e menos abundante que o ferro e o alumínio (TSOULFANIDIS, 2013).

O mineral urânio é qualquer concentração de minerais que contenha urânio e permita a exploração econômica. Foram identificados cerca de 100 tipos de minerais contendo urânio (TSOULFANIDIS, 2013); cada mineral tem sua cor característica os óxidos são pretos ou marrons, já os fosfatos, carbonados e peróxidos normalmente

amarelos e a torbenita é verde. A concentração de urânio efetiva depende de cada depósito de urânio.

Os isótopos de ocorrência natural do urânio são alguns dos mais importantes radionuclídeos primordiais que ocorrem na biosfera. Estes são: ^{234}U , ^{235}U e ^{238}U . A abundância média desses isótopos na natureza é de, em peso, 0,00548 % (^{234}U), 0,7200 % (^{235}U) e 99,2745 % (^{238}U), em percentagem atômica (IUPAC, 1997). Existem outros isótopos como ^{236}U , ^{233}U e ^{239}U , mas não são encontrados naturalmente (BENEDICT, 1981).

2.1.2. O Ciclo do Combustível Nuclear

O conjunto de etapas do processo industrial que transforma o mineral urânio, desde a sua mineração no estado natural até a sua disposição final, é chamado de ciclo do combustível nuclear (CCN), (TSOULFANIDIS, 2013).

O ciclo do combustível nuclear é dividido em duas partes, o *front end*, que são as etapas que ocorrem antes do uso do combustível em um reator e o *back end*, que são as etapas subsequentes. O CCN é classificado em aberto, quando não há reprocessamento de combustível, ou fechado, quando essa etapa é realizada. As Figuras 2.4 e 2.5 apresentam a sequência de etapas do CCN com e sem reprocessamento, respectivamente.

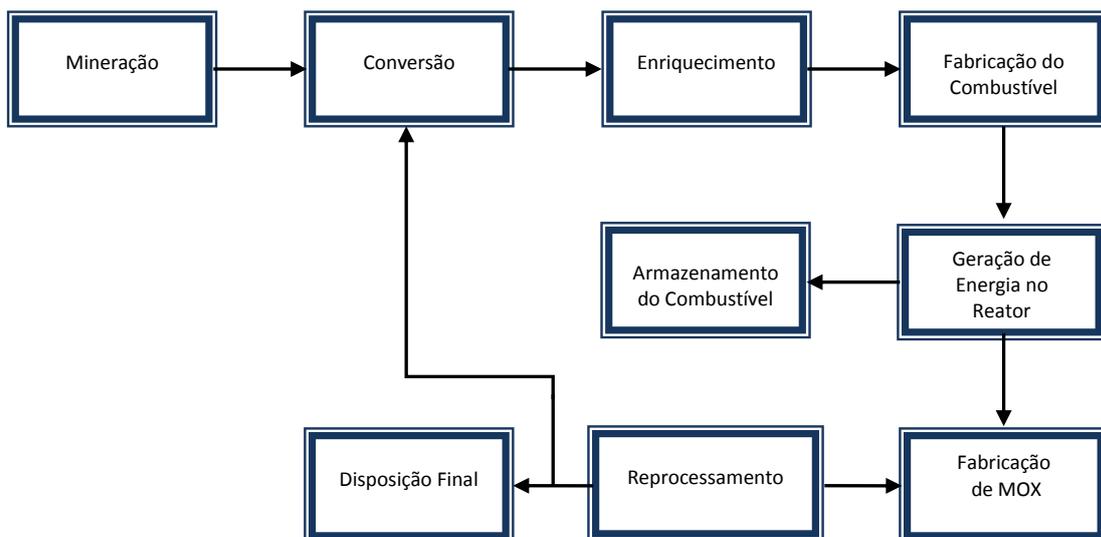


Figura 2.3 – Ciclo do combustível nuclear com reprocessamento, adaptado de (LAMARSH,2001)

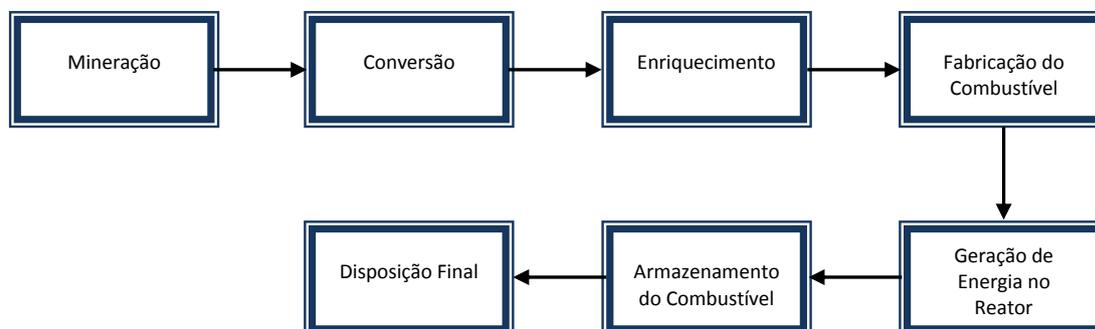


Figura 2.4 – Ciclo do combustível nuclear sem reprocessamento, adaptado de (LAMARSH,2001)

As etapas que compõem o ciclo do combustível nuclear são sumarizadas a seguir:

- Mineração

A primeira etapa do CCN é a mineração, que consiste em obter o minério de urânio e transformá-lo em um concentrado de urânio, usualmente chamado de *yellowcake* devido a que o material se apresenta sob a cor amarela. Para comercialização é, também, comum se expressar seu teor de urânio em porcentagem de U_3O_8 equivalente. Nesta etapa, o urânio está com sua composição isotópica natural.

- Conversão

A etapa de conversão tem como objetivo purificar o concentrado de urânio (*yellowcake*) e transformá-lo em hexafluoreto de urânio (UF_6) natural (0,72 % p/p em ^{235}U).

O UF_6 se torna gasoso a uma temperatura relativamente baixa ($56^\circ C$), bem como possui um ponto triplo a $64,1^\circ C$ e pressão de 1,5 bar abs. Essas propriedades e a sua estabilidade físico-química favorecem o seu uso como matéria-prima para o processo de enriquecimento, que é a etapa seguinte do ciclo. Daí se segue a fundamental importância da etapa de Conversão.

- Enriquecimento

Na maioria dos reatores utilizados no mundo a concentração natural do isótopo ^{235}U (0,72% p/p) não é adequada para estabelecer a reação em cadeia de forma sustentada. Para produzir o combustível nuclear com a concentração de ^{235}U adequada, entre 2% e 5% p/p, é necessário o processo de enriquecimento isotópico em relação ao isótopo leve.

O método predominante de enriquecimento é baseado na diferença de massa entre o ^{235}U e o ^{238}U . No Brasil, o atual processo utilizado é o da ultracentrifugação (INB, 2012). O gás UF_6 passa por um conjunto de centrífugas que são equipamentos que giram a altíssima velocidade e fazem com que o isótopo mais pesado (^{238}U) caminhe na direção da parede e mais ao fundo, e o mais leve (^{235}U) mais para o centro e ao alto do rotor da máquina, gerando a separação isotópica do urânio. Este efeito elementar de separação é multiplicado inúmeras vezes através da associação em série e paralelo das máquinas gerando as cascatas de ultracentrífugas.

Através das cascatas de ultracentrífugas se produzem dois tipos de correntes de urânio, uma contendo o material enriquecido e outra contendo material empobrecido em relação ao isótopo leve (^{235}U). A Figura 2.6 apresenta um esquema de cascata de enriquecimento.

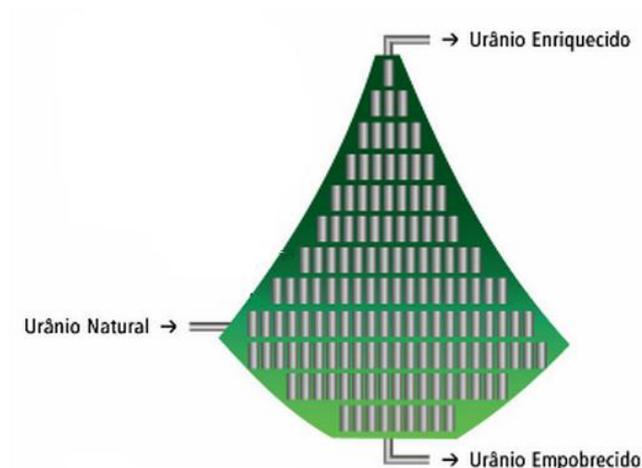


Figura 2.5 - Cascata de enriquecimento de urânio

Fonte: INB

- Fabricação do combustível nuclear

Após o enriquecimento isotópico do urânio o UF_6 é convertido em UO_2 . Cada reator demanda um tipo característico de combustível, nos reatores mais comuns o UO_2 é armazenado em cilindros de metal denominados varetas combustíveis, que são agrupadas no conjunto denominado elemento combustível, como apresentado na Figura 2.7.

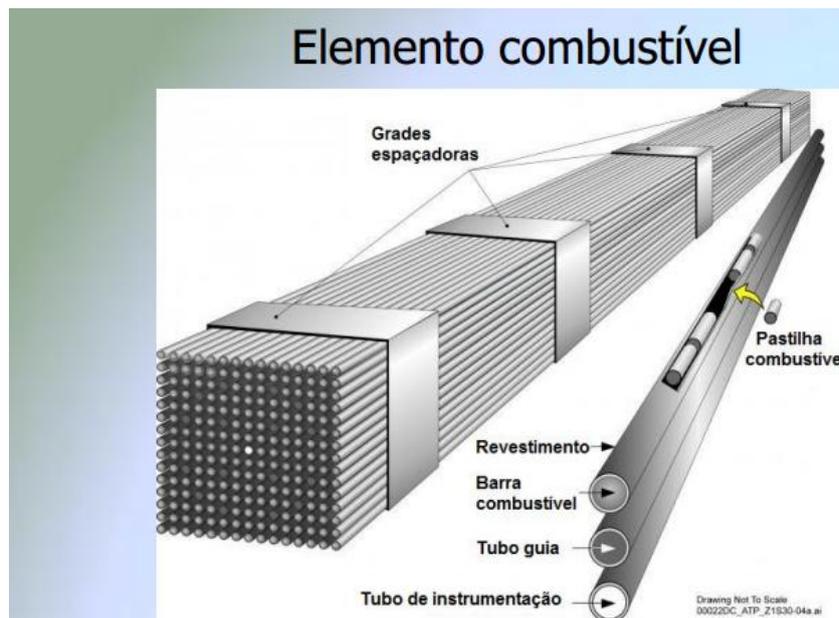


Figura 2.6 – Vareta e elemento combustível.....Fonte: INB

- Produção de energia no reator

Fabricado o elemento combustível, este é instalado no núcleo do reator e se inicia a etapa de produção de energia na usina. A vida útil de uma usina é de 40 a 60 anos e durante esse tempo são feitas várias recargas de combustível do núcleo. Tipicamente, o período entre recargas varia de 12 a 18 meses.

- Armazenamento do combustível usado

O combustível removido do núcleo do reator após a geração de energia (combustível irradiado) ainda produz calor devido ao decaimento radioativo dos produtos de fissão e deve ser resfriado; normalmente, é armazenado na piscina de

combustível, que é um grande reservatório com água localizado dentro do próprio sítio da usina.

- Reprocessamento

O combustível irradiado é altamente radioativo, na sua composição existe grande parte do ^{238}U original, entre 0,6% e 0,8% de ^{235}U e parte do ^{238}U gera o plutônio (^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu).

Os isótopos presentes no combustível irradiado podem ser reaproveitados através do reprocessamento. Após essa etapa os isótopos de urânio e o plutônio recuperados podem ser usados em usinas novamente.

Após o reprocessamento, dependendo do propósito, o urânio pode ser enviado diretamente para a fábrica de elementos combustíveis ou para uma planta de enriquecimento ou simplesmente ser armazenado.

O plutônio é enviado para fábricas de combustível que produzem o MOX (*Mixed-Oxide Fuel* – Combustível de Óxido Misto). O MOX é um combustível nuclear produzido com uma mistura de óxidos de plutônio e urânio que pode ser reusado no reator.

- Disposição final

Durante todo o CCN são produzidos rejeitos radioativos que são classificados em 2 tipos principais, os rejeitos de alta atividade (HLW – *High Level Waste*) e os rejeitos de baixa atividade (LLW – *Low Level Waste*).

Os HLW são definidos como material altamente radioativo resultante do reprocessamento de combustível irradiado, o próprio combustível irradiado ou qualquer material sólido ou líquido que tenha uma concentração de produtos de fissão suficiente para ser classificado como tal. Esse material deve ser isolado permanentemente em depósitos que não permitam o contato com o ambiente até que o poder de dano seja atenuado.

Os LLW são definidos como materiais de baixa atividade radioativa gerados em todas as etapas que envolvem materiais radioativos. Como exemplos de LLW, podem-

se citar roupas, papéis, luvas ou instrumentos contaminados. Esse material deve ser isolado em depósitos adequados.

2.1.3. O Ciclo do Combustível e as Centrais Nucleares no Brasil

O CCN no Brasil é o aberto, onde são feitas apenas as etapas do *front end*. A única etapa do *back end* é o armazenamento do combustível irradiado nas piscinas no sítio das usinas. A Figura 2.7 apresenta as etapas do ciclo.



Figura 2.7 – Ciclo do combustível nuclear no Brasil

Fonte: INB

A exceção do enriquecimento e da conversão, as demais etapas são feitas em escala industrial para o suprimento da demanda das usinas nacionais. A etapa de enriquecimento está em expansão modular com previsão de alcançar cerca de 38 t UTS, unidade de trabalho separativo (UTS), até o final de 2015. Quanto à etapa de conversão, a usina de demonstração do centro tecnológico da marinha em São Paulo (CTMSP) entrou em fase de comissionamento dos primeiros sistemas em 2013. É estimada a conclusão das obras de implantação somente em 2018. A INB iniciou os estudos preliminares para a retomada da implantação industrial da etapa de conversão em 2011. O projeto conceitual foi concluído em 2014 e estão planejados o início de licenciamento de local em 2015 e conclusão do projeto básico em 2018.

O Brasil se encontra em uma boa posição no cenário internacional em se tratando de reservas de urânio, apesar de ter apenas 25% de todo o seu território prospectado (vide Figura 2.10), OECD/IAEA (2014). Atualmente se encontra na sétima posição mundial, contabilizando entre as reservas asseguradas (RAR) e inferidas (IR) uma quantidade de 309 mil toneladas de U₃O₈ e custo de produção menor que U\$80/kg de urânio como mostra a Tabela 2.1.

Tabela 2.1 Reservas de urânio brasileiras

Fonte: INB

Ocorrência	Medidas e Indicadas			Inferidas	TOTAL
	< 400 US\$/kgU	< 800 US\$/kgU	Sub-Total		
Caldas (MG)		500 t	500 t	4.000 t	4.500 t
Lagoa Real /Caetité (BA)	24.200 t	69.800 t	94.000 t	6.770 t	100.770 t
Santa Quitéria (CE)	42.000 t	41.000 t	83.000 t	59.500 t	142.500 t
Outras				61.600 t	61.600 t
Total	66.200 t	111.300 t	177.500 t	131.870 t	309.370 t

A atual mina de urânio em operação no país está localizada no Distrito Uranífero de Lagoa Real, numa região montanhosa do centro-sul do Estado da Bahia (vide as Figuras 2.8 e 2.9), a cerca de 20 km a nordeste da cidade de Caetité. Na região foram identificadas 19 áreas mineralizadas e, posteriormente, descobertas 33 ocorrências uraníferas adicionais. O projeto básico de mina foi concluído em 1996, indicando uma lavra de céu aberto na jazida da Cachoeira (anomalia 13). Esta anomalia, com teor médio de 3.000 ppm, tem sustentado uma produção de cerca 400 toneladas/ano de urânio.

RESERVAS GEOLÓGICAS DE URÂNIO LOCALIZAÇÃO

Depósitos	Toneladas de U ₃ O ₈		
	Medidas/Indicadas	Inferidas	Total
Caetité / Lagoa Real	94.000	6.700	100.770
Santa Quitéria	91.200	51.300	142.500
Outras	39.500	26.600	66.100
TOTAL	224.700	84.670	309.370
PROGNOSTICADA: Pitinga (AM): 150.000			
Rio Cristalino (PA): 150.000			
ESPECULATIVA: 500.000			

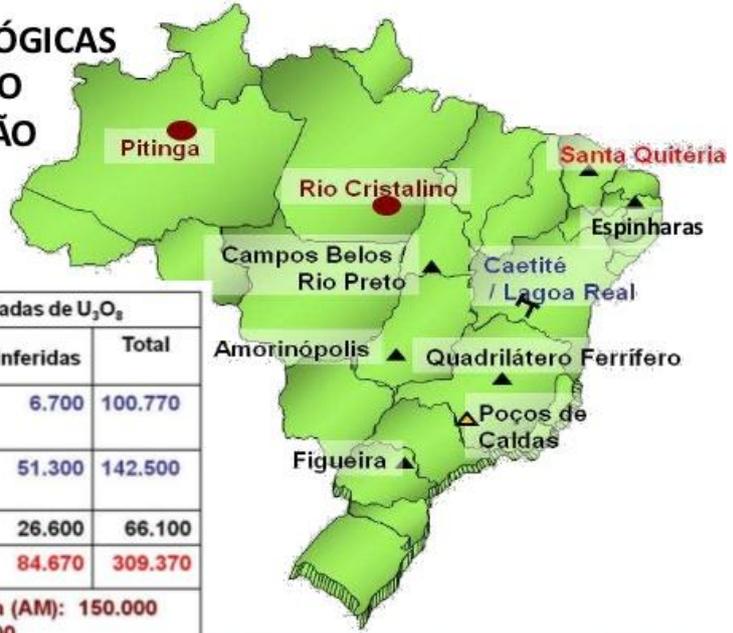


Figura 2.8 – Localização das reservas e minas de urânio do Brasil

Fonte INB S/A



Figura 2.9 – Mina de urânio em Lagoa Real

Fonte INB S/A

Em termos de reservas mundiais, recém publicada pelas “*OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency - AIEA*”, a vigésima-quinta edição do *RED BOOK* (2014) divulgou as projeções atuais tanto para aquelas razoavelmente asseguradas quanto para as inferidas, conforme as Figuras 2.10 e 2.11.

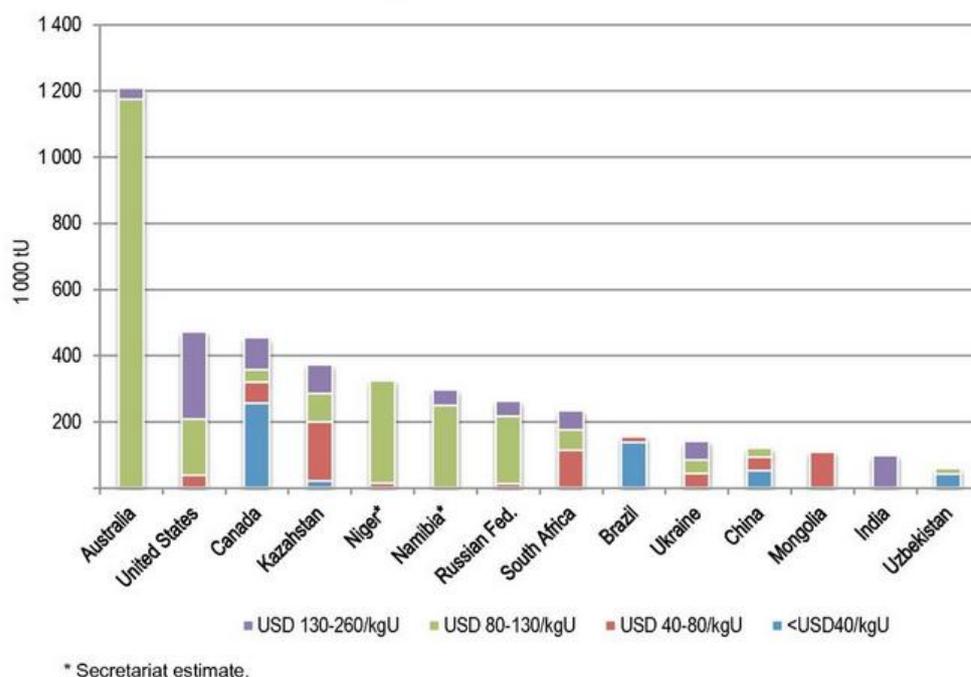


Figura 2.10 – Reservas mundiais seguras (RAR) – Fonte *OECD/AIEA, NEA -RED BOOK, 2014*

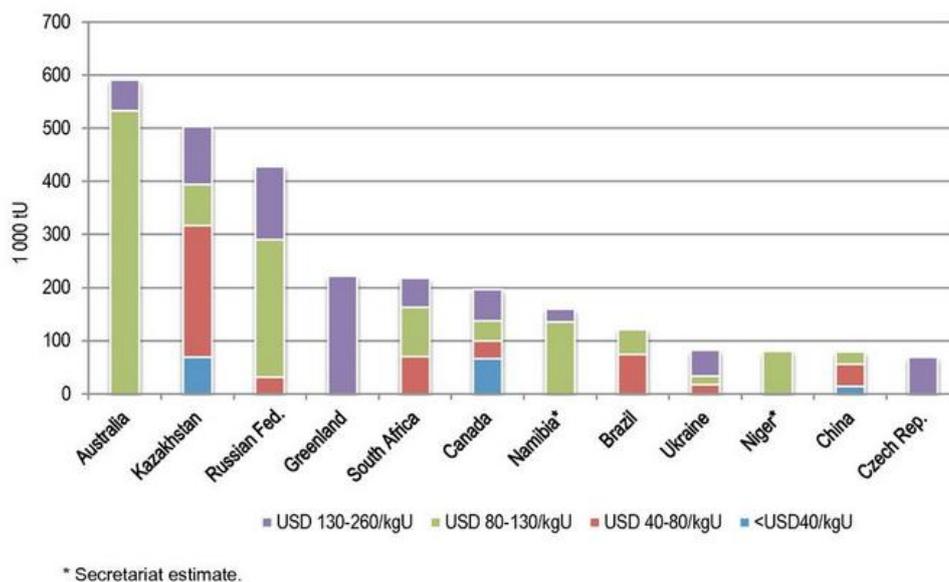


Figura 2.11 – Reservas mundiais inferidas (IR) – Fonte *OECD/AIEA, NEA -RED BOOK, 2014*

Em relação a produção de óxidos (pó e pastilhas de dióxido de urânio) a INB construiu duas fábricas em seu complexo industrial em Resende- Rio de Janeiro. A fábrica de pó de dióxido de urânio possui capacidade nominal de 160 t/ano (início de produção em 2000) e foi projetada com infraestrutura suficiente e capaz para dobrar esta capacidade, apenas com a instalação de uma segunda linha de produção. A fábrica de pastilhas de dióxido de urânio possui capacidade nominal de 120 t/ano (início de produção em 1999) e poderá ampliar esta produção até 180 t/ano, através de expansões e readequação de sua linha de produção. Desta forma, seguindo o PNE 2030, com as expansões e adequações planejadas estas fábricas poderão atender as demandas futuras inferidas no cenário de inclusão na matriz de geração energética nacional de mais 4.000 MWe da fonte nuclear.

Nos núcleos dos reatores nucleares nacionais a água leve (Angra 1, com tecnologia Westinghouse, e Angras 2 e 3, com tecnologia AREVA) a reação acontece através da interação dos nêutrons térmicos com pastilhas de dióxido de urânio (UO_2) enriquecido (entre 4,25 e 4,5% p/p de ^{235}U) presentes nos elementos combustíveis produzidos pela INB. Estes são estruturas rígidas formadas por componentes metálicos, dentre eles as varetas de uma liga metálica especial (à base de zircônio), onde estão inseridas as pastilhas de dióxido de urânio enriquecido (ver Figura 2.7)

A seguir, nas figuras 2.12 e 2.13 são apresentados os elementos combustíveis utilizados nas centrais de Angra 1 e Angra 2.



Figura 2.12 – Elemento combustível da Central de Angra 1 – Fonte INB S/A



Figura 2.13 – Elemento combustível das Centrais de Angra 2 e futura Angra 3– Fonte INB S/A

Um esquema simplificado da fabricação dos elementos combustíveis pode ser visualizado na figura 2.14 a seguir:

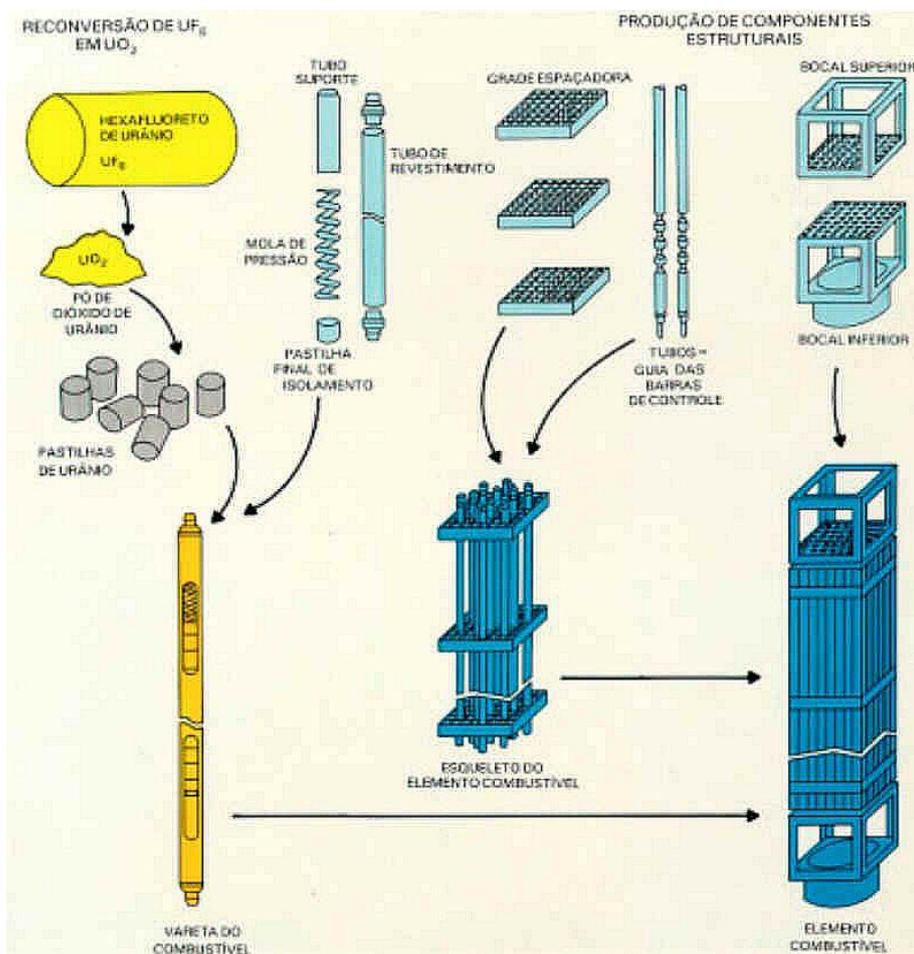


Figura 2.14 – Esquema da fabricação de um Elemento Combustível – Fonte INB S/A

Como já anteriormente citado, no Brasil estão em operação dois reatores nucleares do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) moderados e refrigerados à água leve. Angra 1 com 640 MWe, Angra 2 com 1.350 MWe e, num futuro breve, Angra 3 com 1.415 MWe (<http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/Angra1.aspx>). O primeiro com tecnologia do fabricante Westinghouse e os demais com a do fabricante AREVA. Na Figura 2.15 pode ser visualizado o complexo nuclear da Eletronuclear em Angra dos Reis-RJ.



Figura 2.15 – Central de Angra 3, em construção, com Angra 2 e 1 ao fundo - Fonte Eletronuclear

2.1.4.A Produção de Hexafluoreto de Urânio no Mundo

Conversão, a segunda etapa do CCN, é o conjunto de processos químicos que transforma o *yellowcake* (concentrado de urânio, produto da extração mineral) em hexafluoreto de urânio (UF_6). Trata-se da segunda etapa do ciclo do combustível, preparatória para o enriquecimento do urânio natural de 0,72% p/p para cerca de 4 a 5% p/p de proporção em relação ao isótopo físsil (^{235}U), de modo a possibilitar seu uso como combustível de reatores a água leve.

Na fábrica de Conversão, o urânio sob a forma de *yellowcake*, depois de dissolvido em meio ácido e extraído por tratamento com compostos químicos orgânicos, é submetido a outras transformações químicas para a obtenção de urânio nuclearmente puro, na forma do composto hexafluoreto de urânio (UF₆).

De maneira geral, o processo de conversão é dividido em cinco etapas básicas:

1. Purificação do concentrado de urânio;
2. Obtenção do UO₃;
3. Obtenção do UO₂;
4. Obtenção de UF₄;
5. Obtenção de UF₆

Além das cinco etapas anteriores, a ampliação do grau de purificação do UF₆ poder ser realizada através de processo de destilação fracionada, se constituindo numa sexta etapa opcional de processamento até a obtenção final do produto puro (UF₆).

No mundo, cinco grandes produtores de hexafluoreto de urânio se destacam. São eles:

- Comuhrex (AREVA) - França, capacidade de 14.000 t UF₆/ano;
- Cameco - Canadá, capacidade de 12.500 t UF₆/ano;
- BNFL - Inglaterra, capacidade de 6.000 t UF₆/ano;
- ConverDyn (Honeywell) - USA, capacidade de 15.000 t UF₆/ano;
- Rosatom-TVEL – Rússia, capacidade 24.000 t UF₆/ano.

Fonte: IAEA

Todas estas capacidades estão em franca expansão, sendo que alguns dos novos projetos poderá alcançar até 21.000 t UF₆ natural/ano – como no caso das AREVA

Fonte: AREVA

3. CONCEITOS DE TOMADA DE DECISÃO COM INFORMAÇÃO DO RISCO (RIDM) E BASE NORMATIVA

3.1. CONCEITUAÇÃO DO RIDM

Para uma maior exatidão na apresentação dos conceitos do RIDM, atualmente tidos como aplicáveis aos agentes reguladores, são transcritos a seguir trechos selecionados dos documentos de referência: IAEA (2005), INSAG-25 (2011) e U.S.NRC, *RMTF Framework* (2012). Posteriormente outras referências são apresentadas para fundamentação da conceituação RIDM. Iniciamos com trechos da conceituação em IAEA (2005):

“...Estes conceitos estão ligado a:

- a) Forma com que a informação de riscos esta sendo usada como parte de um processo integrado para tomada de decisão em relação aos itens relevantes de segurança para licenciamento de plantas nucleares;*
- b) Como a informação de risco esta sendo utilizada pelo agente regulador como um “input” durante a realização de suas atividades regulatórias: algumas vezes referida como Regulação através de Informação do Risco.*

Uma abordagem através da informação do risco objetiva integrar, de uma forma sistemática, considerações de segurança quantitativas e qualitativas, bem como, determinísticas e probabilísticas para a obtenção de decisões balanceadas. Em particular, há uma explícita atenção com ambos, a probabilidade de eventos ocorrerem e suas potenciais consequências, em conjunto com fatores como boas práticas de engenharia e evidenciáveis sistemas de gerenciamento e controle. Os componentes básicos de risco, probabilidade e consequência são baseados num grande conhecimento, ou de dados práticos a partir da experiência, ou derivados de uma análise estruturada formal, numa análise probabilística de segurança (APS). Esta abordagem integrada pode ser aplicada a todos os tipos de atividades e instalações, incluindo àquelas não afetas aos reatores nucleares. A Figura 3.1 a seguir sumariza o processo integrado de tomada de decisão.

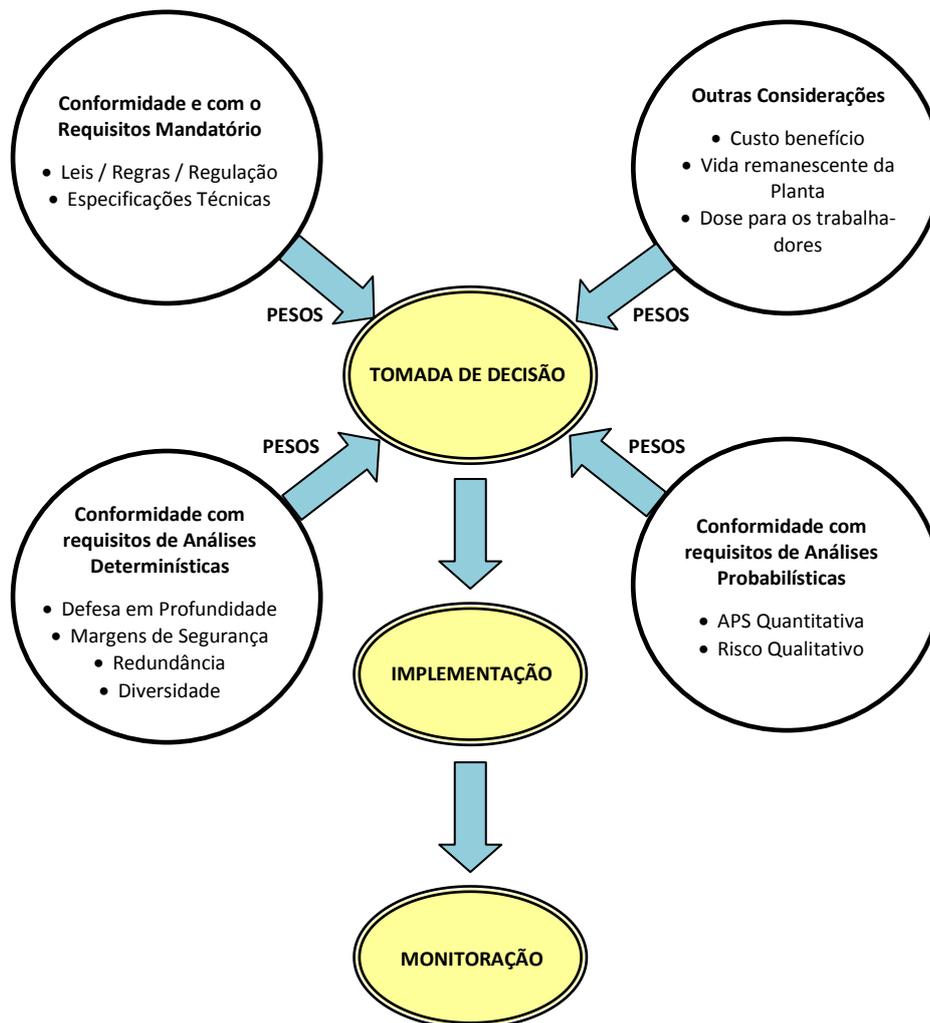


Figura 3.1 – Processo integrado de tomada de decisão – adaptado de IAEA TECDOC1436, 2005

No passado, órgãos reguladores, na maioria dos Estados-Membros da IAEA usaram uma abordagem determinística como base para a tomada de decisões sobre questões de segurança e organizar as atividades que realizam. Isso foi feito através da aplicação de critérios de alto nível, tais como a necessidade de fornecer defesa em profundidade e margens de segurança adequadas. Estes foram desenvolvidos em requisitos de nível mais baixo, que foram destinados a garantir que o risco para os trabalhadores e os membros do público fossem adequadamente controlados. A necessidade de atender a esses requisitos determinísticos é a base para a maioria dos

regulamentos, normas de segurança, orientação, etc., que atualmente direcionam as práticas dos órgãos licenciadores.

3.1.1.Requisitos Determinísticos

O objetivo da abordagem determinística é definir e aplicar um conjunto de regras conservadoras e requisitos para a construção e operação de uma instalação nuclear. Se essas regras e requisitos forem cumpridos, eles fornecerão um alto grau de confiança de que o nível de risco para os trabalhadores e os membros do público será aceitavelmente baixo, tão logo a instalação nuclear entre em funcionamento. Essa abordagem conservadora encontrou também um meio de levar em conta incertezas no desempenho do equipamento e os seres humanos. Muitos dos regulamentos atuais, baseados em requisitos determinísticos, não podem ser rapidamente substituídos.

Os princípios determinísticos de alto nível dizem respeito à cláusula de defesa em profundidade e grandes margens de segurança. Os princípios de nível inferior se relacionam com um único critério de fracasso, prevenção do insucesso por causa comum, requerendo equipamentos de grande resiliência e limitando cargas de trabalho elevadas ou pronta resposta da equipe de operação da planta (falhas comuns), etc. Estes requisitos estão descritos abaixo:

- Prover defesa em profundidade;*
- Assegurar a existência de adequadas margens de segurança;*
- Aplicar o critério de falha única;*
- Evitar falhas de modo comum;*
- Fornecer equipamentos resilientes, certificados e apropriados;*
- Reduzir a carga de trabalho sobre as equipes de operação nos casos de falha.*

Em relação à defesa em profundidade, por exemplo, o objetivo é impedir que desvios ao funcionamento normal ocorram e, se a prevenção falhar, para detectar e

limitar as suas consequências, e para evitar qualquer evolução para condições mais graves. A AIEA definiu cinco níveis de defesa em profundidade (IAEA SF-1, 2006):

- *Nível 1: o objetivo é evitar a ocorrência de falhas de operação e anormal. Isto é feito através da produção de um projeto conservador e da garantia de uma elevada qualidade de construção e operação;*
- *Nível 2: o objetivo é controlar o funcionamento anormal e detectar falhas se estas vierem a ocorrer. Isto é atingido através da incorporação de sistemas de controle e de monitoração;*
- *Nível 3: o objetivo é controlar acidentes dentro da base do projeto se estes ocorrerem. Este é atingido através da incorporação de características de segurança de engenharia e do desenvolvimento operacional de procedimentos operacionais de emergência;*
- *Nível 4: o objetivo é controlar as condições severas nas plantas se estas vierem a ocorrer, o que exige a prevenção da progressão de possíveis acidentes e à mitigação das consequências dos acidentes em condições além das bases do projeto. Isto é feito através da incorporação de medidas para gerenciamento de acidentes severos;*
- *Nível 5: o objetivo é atenuar as consequências radiológicas da libertação significativa de material radioativo da usina. Isto é feito, desenvolvendo medidas de resposta de emergência para o lado externo da instalação.*

A aplicação da defesa em profundidade na abordagem no projeto e operação de usinas nucleares assegurou que existem diversos meios para realizar as funções de segurança e estabelecer múltiplas barreiras proteção para impedir a liberação de material radioativo para o meio ambiente. O objetivo é assegurar que há um equilíbrio razoável entre a prevenção de danos ao núcleo, a prevenção da insuficiência de contenção e mitigação de consequências para fora dos limites da planta. ...”

Contudo, em relação às instalações do ciclo do combustível, a integração entre a abordagem determinística clássica e os conceitos do RIDM anteriormente citados apresenta grandes vazios, uma vez que de forma ainda rudimentar vem sendo estudada e

regulamentada. Em relação à quantidade de trabalhos científicos, relatórios técnicos, guias e procedimentos de regulação disponíveis sobre a matéria e ligados ao ciclo do combustível nuclear, como em IAEA (2011) e U.S NRC (2014), pode ser visto que muito há ainda a ser feito para alcançar os objetivos gerais de segurança já alcançados no caso dos reatores.

3.1.2. Abordagem Probabilística

Ainda de IAEA (2005) temos que:

“...A situação é que a Análise Probabilística de Segurança (APS) tem sido desenvolvida para a maioria das instalações nucleares dos estados membros da AIEA. Em alguns países, há uma exigência legal para os operadores dos reatores produzirem uma APS; em outras, uma APS foi desenvolvida pelo órgão regulador. Da mesma forma, para alguns estados membros da AIEA, embora os operadores tenham realizado APS por muitos anos, o modo pelo qual essas plantas são reguladas ainda é muito baseado na tradicional abordagem determinística.

A grande maioria das APS que foram realizadas são para as plantas de geração nucleoeleétrica, ou seja, para os reatores. A ideia padrão atualmente emergente é a realização de uma análise integrada específica de cada planta e que aborde:

- *Todos os eventos de iniciação interna (transientes e acidentes), todos os perigos internos (incêndios e inundações) e todos os perigos externos (eventos sísmicos e condições ambientais extremas);*
- *Ambas as frequências, de danos ao núcleo (Core Damage Frequency - CDF) e a de grande liberação imediata (Large Early Release Frequency - LERF), tendo em conta os potenciais modos de falha da contenção, seguinte aos danos ao núcleo (isto é, a análise é uma APS Nível 2);*
- *Todos os modos de operação da planta incluindo a operação a plena potência, operação a baixa potência, e os diversos estados das plantas que surgem durante o desligamento de emergência e/ou recargas;*

- *Todas as fontes de material radioativo no complexo nuclear, incluindo o núcleo do reator, o combustível irradiado depois de ter sido removido do núcleo e dos rejeitos radioativos.*

No entanto, é frequentemente o caso que as APS produzidas são de âmbito muito mais limitado do que este. Isso introduz limitações sobre os potenciais usos da APS que precisam ser reconhecidas quando ela é usada como parte do processo de tomada de decisão reguladora.

As APS produzidas são consideradas como existentes e ativas, de modo que elas podem ser revisadas regularmente conforme as alterações de projeto ou operação da planta sejam realizadas. Sempre que possível, dados da planta são utilizados para frequências de eventos e de probabilidades de falha de componentes, iniciais, e simuladores de dados são utilizados para avaliação da probabilidade de erro humano. Quando isto não for possível ou aplicável são usados dados de plantas semelhantes ou dados genéricos.”

3.1.2.1. Critérios Probabilísticos

Em alguns Estados-Membros da IAEA, foram definidos critérios probabilísticos. Para reatores nucleares estes normalmente referem-se a Core Damage Frequency (CDF) e Large Early Release Frequency (LERF) IAEA (2005).

Uma estrutura possível para a definição de critérios probabilísticos foi dada por INSAG 3 (1999 rev. 1) / INSAG 12 (1999). Isso define um "limiar de tolerância" acima do qual o nível de risco seria intolerável e os requisitos de projeto abaixo dos quais o risco seria amplamente aceitável. Entre estes dois níveis, existe uma região onde o risco só seria aceitável se tivessem sido tomadas todas as medidas razoáveis e exequíveis para reduzi-lo. Já vimos que a abordagem determinísticas pode propor critérios e requisitos bem além do que o necessário, o que tornou sua integração com a abordagem probabilística até uma necessidade, de forma que avaliações balanceadas entre as duas abordagens levasse a correção dos possíveis exageros da primeira. ...”

Ainda em relação IAEA (2005), pode-se extrair: “...Com base na experiência atual com o projeto e operação de usinas nucleares, foram propostos valores numéricos

que poderiam ser alcançados pelos projetos atuais e futuros. Para o CDF, o objetivo é 10^{-4} por reator-ano para as instalações existentes e 10^{-5} por reator-ano para futuras instalações. Para uma grande liberação de material radioativo, o objetivo é 10^{-5} por reator-ano para as instalações existentes e 10^{-6} por reator-ano para futuras instalações.

O mesmo quadro foi usado no Reino Unido, onde os seguintes critérios de risco foram definidos para doses para os membros do público (cinco faixas de doses foram definidas): o risco de morte de trabalhadores, um grande vazamento de radioatividade da usina, o risco de danos às plantas (que equivale a danos ao núcleo para uma usina de energia nuclear), e um incidente de criticalidade inadvertida em combustível armazenado ou resíduos radioativos. Em cada caso, um limite básico de segurança (LBS) e um objetivo básico de segurança (OBS) foram definidos HMSO (1992/2012).

Apesar de todos esses critérios deverem, idealmente, ser abordados pela APS, o foco principal para as centrais nucleares tem sido para tratar das sequências de acidentes que levem à danos na planta ou com geração dose fora dela > 1 Sv, exigindo que um escopo completo de análise para APS nível 2 seja realizado. Se a frequência estiver acima da LBS, a operação da planta não seria permitida. Se a frequência estiver abaixo do OBS, o órgão regulador não buscaria novas melhorias a serem feitas para na planta (embora a lei exija que os operadores da usina devam considerá-las). Se a frequência está entre a LBS e a OBS, o órgão regulador exigirá que melhorias sejam feitas para reduzir o risco até que esteja convencido de que o nível de risco seja tão baixo quanto razoavelmente praticável (ALARP).

Nos EUA, os critérios de aceitação para abordar as mudanças no projeto ou operação de uma planta U.S. NRC (2011), e que levariam a uma alteração no risco (CDF ou LERF), são dados como sendo:

- Mudanças que levam a uma redução no risco (CDF e LERF), normalmente, seriam permitidas;
- Mudanças que levam a um pequeno aumento do risco ($< 10^{-6}$ por reator-ano para CDF e $< 10^{-7}$ por reator-ano para LERF), normalmente, seriam permitidas a menos que o risco global seja elevado ($> 10^{-4}$ por reator-ano

para CDF ou $> 10^{-5}$ por reator-ano para LERF), onde neste caso o foco necessitaria ser encontrar maneiras de reduzir o risco;

- *Mudanças que levam a um aumento moderado do risco (na faixa de 10^{-6} a 10^{-5} por reator-ano para CDF ou 10^{-7} a 10^{-6} por reator-ano para LERF), normalmente, só seriam permitidas somente se puder ser mostrado que o risco global é pequeno (que é CDF $< 10^{-4}$ por reator-ano e LERF $< 10^{-5}$ por reator-ano);*
- *Mudanças que levariam a um grande aumento no risco ($> 10^{-5}$ por reator-ano para CDF ou $> 10^{-6}$ por reator-ano para LERF) não seriam permitidas. ...”*

Não se conhece o estabelecimento de critérios semelhantes para as fábricas do ciclo do combustível. Ou seja, não são claramente propostos limites de consenso para probabilidades de ocorrência de eventos e nem para tolerabilidade de riscos. Na Europa, para empresas que trabalham com processos ou produtos perigosos, com ênfase em plantas químicas e sua problemática de proximidade com os centros urbanos, e dentro da abrangência de ação reguladora usando-se a conceituação RIDM, o trabalho que mais se aproximou de uma “procedimentação” para avaliação de risco foi o projeto ARAMIS (*Accidental Risk Assessment Methodology for Industries*), com base na Diretriz SEVESO II (Hourtolou & Slavy, 2003) para uso de áreas adjacentes à instalações industriais. O método resultante tem sido proposto como uma ferramenta recomendada, harmonizada e usada por especialistas em risco e reconhecido por alguns especialistas tidos como referência e com poder decisório no conhecimento dos riscos nas autoridades competentes da União Europeia. Harmonizar a avaliação de risco industrial na Europa seria contribuir de forma significativa para os esforços globais da Comissão Europeia para estabelecer políticas harmonizadas na sequência da Diretiva Seveso II. As referências Kontić, Kontić (2009, pp 683-700) e Caramelo (2010), mostram diversos trabalhos dos países membros da Comunidade Europeia na busca da consecução dos objetivos da Diretiva SEVESO II usando ou não a metodologia do projeto ARAMIS.

Tanto para as autoridades regulatórias competentes quanto de representação da indústria, tal procedimento de avaliação de risco (ARAMIS), quando harmonizado, constituiria uma primeira ferramenta útil de comparação para as zonas industriais e que

integra os pontos fortes de ambas as abordagens determinísticas e probabilísticas. Na primeira, mais ligadas a abordagem de consequências, se engajaram países como Luxemburgo, Finlândia, Bélgica, Espanha, Áustria e também a França, Kontić & Kontić, (2009, pp 683-700). Na segunda, mais ligada a abordagem baseada no risco, se engajaram países com Inglaterra e Holanda, Caramelo (2010).

O procedimento de avaliação de risco seria finalmente ligado à estruturação de planos de progresso nos quadros de um sistema de gestão de segurança. Também permitiria chegar a um consenso na seleção de cenários de acidentes, que levaria em conta dispositivos de segurança e eficácia da gestão de segurança específica da planta, ou seja, frequências adequadas para os cenários conforme exigido num relatório específico de análise de segurança para a demonstração de controle do risco.

Por outro lado, considera-se os Estados Unidos da América o país que mais avançou no sentido do uso da informação de risco para a tomada de decisão reguladora. A agência de regulação norte americana *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) publicou a declaração da Política de Avaliação Probabilística de Segurança (*"Federal Regulation 60FR-42622, 16/08/95"*), que incorporou a avaliação do risco como ferramenta no processo regulador. Em 1988, emitiu a *"Generic Letter GL-88-20"* que deu origem ao programa IPE (*"Individual Plant Examination"*), fazendo com que cada planta fosse considerada na avaliação de risco quando dos estudos de segurança de reatores em um mesmo sítio. Todas estas iniciativas consistiram nos elementos que deram origem à Regulamentação de Tomada de Decisão com Informações do Risco (RIDM) e à Regulamentação Baseada no Desempenho, PB (*"Performance Based"*). Em 19/11/2001, foi emitido o Parágrafo 69 do 10 CFR 50, regulamentando o RIDM, U.S. NRC, (2001).

Foram emitidos os guias reguladores do RIDM relacionados à Análise Probabilística de Segurança (APS), onde destacamos os relatórios: U.S NRC (1998b), (1998c), (2002), (2009) e (2011b).

Outro relatório de grande importância emitido pela NRC foi a proposta de formatação padrão para guia de tomada de decisão reguladora com informação do risco U.S. NRC, *RMTF Framework* (2012) para materiais nucleares e instalações de rejeitos radiativos. Os órgãos reguladores *"U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) Office of Nuclear Material Safety and Safeguards* (NMSS) e, *Office of Federal and State*

Materials and Environmental Management Programs (FSME) podem, caso a caso, usar este guia para tomar suas decisões reguladoras.

Deve ser observado que todo este esforço de aumento da segurança através do uso de guias, procedimentos e modelagens tem sido aplicado para as áreas do projeto, construção e operação de reatores nucleares. Comparativamente a estes, pouquíssimos trabalhos têm sido elaborados e/ou aplicados para as unidades do ciclo do combustível. Só recentemente (a partir de 2005), com o recrudescimento dos processos de licenciamento, é que outros trabalhos têm sido dedicados às instalações do ciclo.

A proposta de integração da conceituação RIDM, levando em conta as abordagens determinísticas e probabilísticas, pode ser visualizada na figura 3.2:

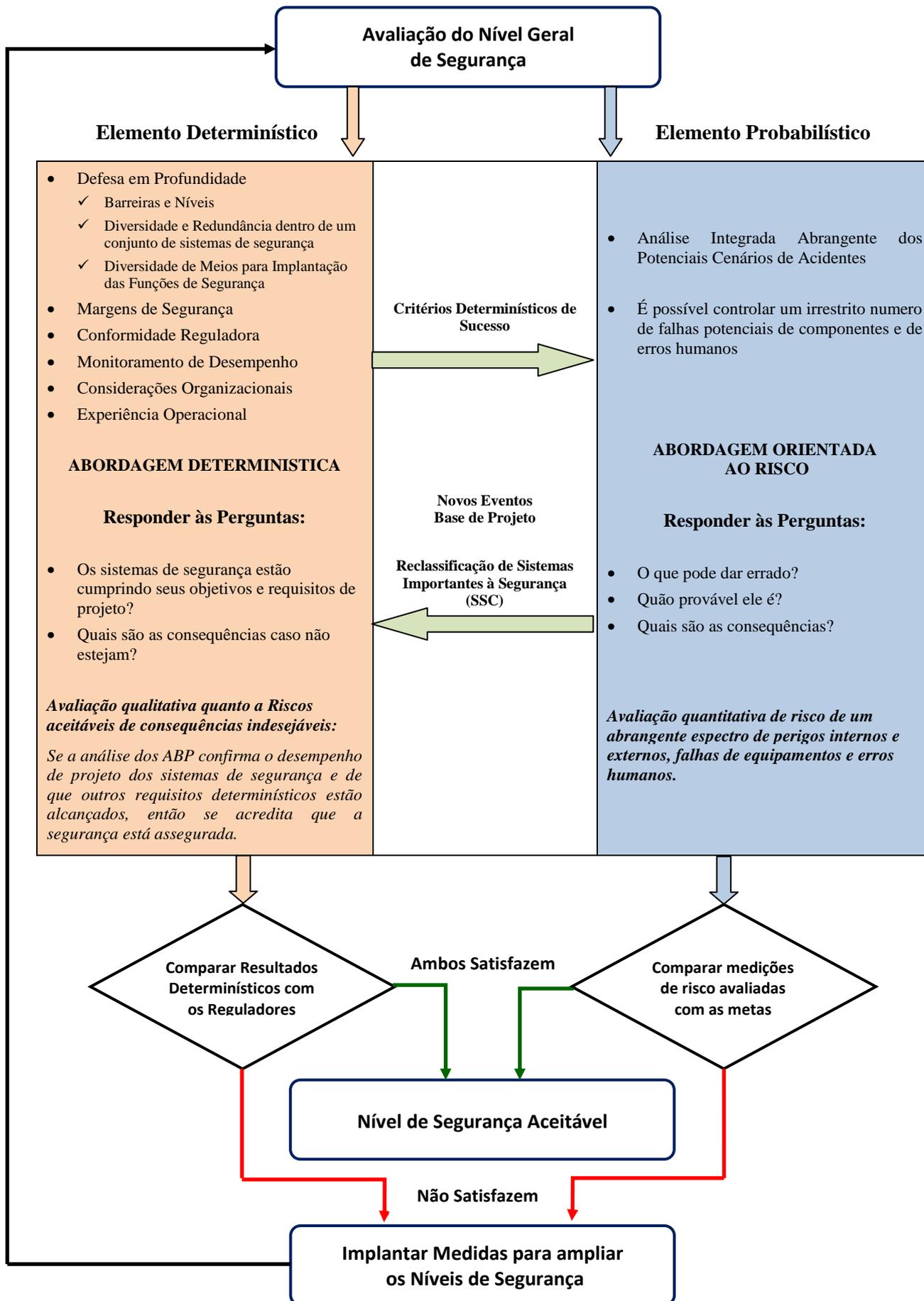


Figura 3.2 – Integração abordagem determinística e probabilística (adaptado de IAEA (2011))

3.2. BASE NORMATIVA APLICÁVEL

A base normativa que está sendo considerada para condução das atividades de projeto capaz de atender aos processos de licenciamento nuclear, ambiental e industrial é constituída de normas, guias e critérios de projeto e boas práticas, tanto de origem nacional, quanto internacional.

No campo nuclear nacional, o processo de licenciamento é instruído pelas normas nacionais da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), destacando-se as normas: CNEN (1988), (1997a), (1997b), (1999), (2002), (2011), (2013), (2014a), (2014b), (2014c) e (2014d).

No âmbito nuclear internacional são relevantes alguns guias e padrões orientados pela IAEA e da legislação instruída pela US NRC. Para a IAEA destacamos: IAEA (1996), (1999), (2000), (2001), (2002), (2005), (2006), (2008), (2010a), (2010b) e (2011). Para a USNRC destacamos: U.S NRC (1991), (1998), (2001), (2007), (2008), (2011), (2012a), (2012b), (2012c), (2014), (2015a), (2015b), (2015c), (2015d) e (2015e).

No âmbito nacional considerando-se a abrangência ambiental são relevantes as seguintes normas e guias das resoluções do IBAMA/CONAMA. Para estes destacamos as seguintes resoluções: CONAMA (1987), (1997), (2006), (2008a), (2008b), (2011) e (2013).

Ainda no âmbito nacional, as normas da Associação Brasileira de Normas Técnicas (ABNT) devem ser consideradas no desenvolvimento dos projetos das diversas disciplinas de engenharia em conjunto com o arcabouço de normas regulamentadoras afetas à Segurança e Saúde no Trabalho (NR's). Da ABNT destacamos as ABNT (2000), (2001) e (2009).

4. A TECNOLOGIA DE CONVERSÃO PARA O BRASIL

4.1. A IMPLANTAÇÃO INDUSTRIAL DA TECNOLOGIA DE CONVERSÃO DO BRASIL

A tecnologia da conversão no Brasil, cujos processos químicos envolvidos já são de domínio laboratorial e em escala piloto, ainda não faz parte das atividades nucleares em nível industrial no país.

Atualmente, os serviços de conversão relativos à operação dos reatores Angra 1 e 2 têm sido contratados junto à empresa AREVA. Esta é a etapa do CCN que possui maior complexidade em relação aos riscos industriais, por questões econômicas não foi anteriormente implantada em nível industrial, baseado na baixa demanda interna, necessidade de altos investimentos frente à pequena participação no custo do combustível nuclear (cerca de 3%) e preços acessíveis para prestação deste serviço ofertados no exterior.

Segundo as pesquisas junto à INB, como o combustível nuclear não pode ser produzido sem a etapa de conversão, a mesma ainda é de importância econômica relativa, uma vez que a expansão da frota de reatores nucleares esta dependendo de decisões políticas em nível de governo. E, estrategicamente essa etapa é muito relevante, posto que afeta a capacidade de produzir um produto final cujo custo é cerca de cinquenta vezes maior (enriquecimento), bem como, elimina a vulnerabilidade da ausência de produção nacional de matéria-prima (UF_6) para a usina de enriquecimento da INB. Desta forma, embora a implantação de instalações do ciclo de produção do combustível nuclear necessite de consideráveis investimentos, há de se levar em conta que se a conversão não estiver disponível no país em nível industrial, a produção do combustível nuclear para atendimento à geração nucleoeletrica nacional poderá tornar-se refém dos fornecedores e mercado externo de serviços de conversão.

Outro fator é que a produção de urânio enriquecido, dependente da disponibilidade de hexafluoreto de urânio natural como matéria-prima, passa então a ter importância tecnológica e estratégica para o País, devido à crescente dificuldade de transporte internacional de compostos radioativos, dificultando as atividades de envio de concentrado e prestação dos serviços de conversão no exterior. Em resumo, no médio

prazo, não há como se prescindir da implantação em escala industrial de uma unidade de conversão em solo nacional.

A importância tecnológica diz respeito ao aproveitamento das pesquisas e desenvolvimento dos processos físico-químicos realizados pelo Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, bem como dos esperados resultados do projeto de concepção e da operação da Unidade de Produção de Hexafluoreto de Urânio (USEXA) do Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo – CTMSP, no Centro Experimental de Aramar.

A unidade de produção ora em fase de projeto conceitual pela INB, tem como objetivo atender à demanda dos reatores Angra 1, 2 e 3, estimada em 1.123 ton UF₆ / ano, e mais até cinco reatores nucleares de cerca de 1.120 MWe. A INB está usando como referência de estudo o reator desenvolvido pela empresa norte-americana Westinghouse, do tipo AP-1000 (INB, 2012), totalizando uma demanda de até 3.000 tUF₆ / ano, em recargas de combustíveis nucleares para estas usinas. O modelo de implantação selecionado é o do tipo expansão modular, em que será construída toda a infraestrutura e sistemas de apoio à produção para uma capacidade total de 3.000 t UF₆ / ano, com área suficiente para expansão até 4.500 t UF₆ / ano. Os prédios de produção formarão linhas de fabricação modulares de 1.500 t UF₆ / ano por módulo, permitindo a expansão modular conforme a progressão das demandas dos novos reatores nacionais. Deve ser observado que, já na implantação do primeiro módulo (1.500 t UF₆ / ano efetivos), as necessidades de hexafluoreto de urânio para os reatores de Angra 1, 2 e 3 serão atendidas (estimadas em 1.123 t UF₆ efetivos), existindo, desta forma, lastro de capacidade de fábrica para a produção do núcleo do reator subsequente.

A estratégia de licenciamento está contemplando, de forma integrada, etapas de análise de segurança sobre as bases conceituais de projeto dos processos e de instalações, e também, posteriormente, sobre o projeto básico, de forma que tanto o projeto conceitual como o próprio projeto básico deverão suportar o crivo dos critérios destas análises de segurança. Desta forma, por iniciativa da INB, buscar-se-á agregar ao projeto o “estado da arte” em termo de projetos, materiais, soluções de engenharia e de gestão de riscos. Mantida esta abordagem de gestão para a implantação da nova unidade

do ciclo, o projeto da INB estará plenamente alinhado com a conceituação do RIDM, conforme a referência AIEA (2005).

4.2. CARACTERÍSTICAS GERAIS DE PROJETO DA NOVA USINA DE CONVERSÃO DA INB E IDENTIFICAÇÃO DE ELEMENTOS PARA A RIDM

Buscou-se neste capítulo sumarizar as características do projeto da nova unidade, por ramo de engenharia, apresentando as alternativas tecnológicas de rota de processamento, de engenharia e de projeto de processos industriais que estão contidos nas bases conceituais da planta.

Para fins deste estudo os ramos de engenharia nos quais as bases conceituais e características do projeto foram avaliadas são as apresentadas na tabela 4.1:

Tabela 4.1 – Ramos da engenharia em projetos e sua abrangência

ITEM	RAMO	ABRANGÊNCIA
1	Processo	Determina as rotas e condições de todos os processos industriais, tipo de equipamento, necessidades de performance mínimo e garantia geral de cumprimento dos requisitos normativos.
2	Civil	Responsável pelo dimensionamento e projeto de construções, prédios, estruturas, fundações, arruamentos, drenagens, envelopes de passagem, galerias, etc.
3	Mecânica	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto de estruturas de suporte e apoio, equipamentos industriais, plataformas, mecanismos de elevação de carga, torres e chaminés, apoio à produção (manutenção).
4	Elétrica	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto de redes elétricas, sistemas de alta, média e baixa tensão, sistemas de distribuição de alimentação de corrente alternada e contínua, inversores, geradores, baterias, iluminação, SPDA, cablagem e apoio a produção (manutenção).
5	Instrumentação e Controle	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto dos sistemas de instrumentação e controle, barramentos de aquisição e distribuição de dados, painéis de controle e sinalização de alarme de processo e emergências, CFTV aplicada à monitoração de processo, cablagem e apoio a produção (manutenção).

6	HVAC	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto dos sistemas de ventilação (normal e emergência), rede de dutos de ventilação (insuflamento e exaustão), dumpers de isolamento, controle e corta-fogo, “Plenums”, chaminés, e sistemas de medição isocinética de vazão nas redes, análises de gases de efluentes das unidades.
7	Proteção Física e CFTV	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto dos sistemas de monitoração de intrusão e proteção física, acesso de pessoal, muros e cercas de isolamento, força de reação e apoio à evacuação.
8	Segurança Industrial	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto dos sistemas de alarme e combate a incêndio, combate a emergências químicas, segurança do trabalho, meios de prevenção de acidentes, resgate e transporte de pessoal acidentado.
9	Segurança Radiológica	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto dos sistemas de monitoração radiológica de ambientes e pontos de controle, alarme e combate a eventos radiológicos, gerenciamento e disposição de rejeitos ativos, meios de prevenção de acidentes, resgate, transporte e atendimento de pessoal acidentado.
10	Segurança Ambiental	Responsável pelo dimensionamento, seleção e projeto dos sistemas de monitoração ambiental, gerenciamento e disposição de rejeitos inativos e acompanhamento de programas de monitoração ambiental.

4.2.1. Características do processo de produção e tecnologia de processo

Ao longo dos anos, duas rotas de produção foram as mais usadas na etapa de conversão. Uma, chamada de rota úmida e outra, de rota seca. A primeira, é assim denominada devido às reações químicas para a obtenção do tetrafluoreto de urânio (UF_4 - composto intermediário na produção do UF_6) serem feitas com o uso de ácido fluorídrico (HF) em fase gasosa, porém reagindo com o concentrado de urânio em solução aquosa. A segunda, é assim denominada devido ao uso do HF em fase gasosa, mas agora reagindo com o concentrado de urânio em fase sólida. A figura 4.1 apresenta um fluxo da rota seca, similar a que esta sendo considerada para a nova planta de conversão da INB.

Ou seja, conforme a rota escolhida, os equipamentos e as condições de processo nas quais eles operam interferem diretamente no risco global de operação da unidade, logo sendo um dos fatores a serem considerados nas análises integradas de segurança (AIS).

Como já citado, o processo de conversão é dividido em cinco etapas básicas:

1. Purificação do concentrado de urânio;
2. Obtenção do trióxido de urânio (UO_3);
3. Obtenção do dióxido de urânio (UO_2);
4. Obtenção do tetrafluoreto de urânio (UF_4);
5. Obtenção do hexafluoreto de urânio (UF_6).

Adicionalmente às cinco etapas anteriores, o processo de ampliação do grau de purificação do UF_6 é realizado por processo de destilação fracionada, se constituindo numa sexta etapa opcional de processamento até a obtenção final do produto puro (UF_6). A INB optou por introduzir esta etapa na rota de processamento para aumentar a flexibilidade operacional da unidade. O anexo B apresenta um fluxograma de processo para a produção do hexafluoreto de urânio. As etapas do processo serão detalhadas mais adiante no trabalho. A Figura 4.1 apresenta uma sequência de etapas para produção do hexafluoreto de urânio. No anexo 'B' é apresentado um fluxograma do processo de produção com os principais equipamentos de processo.

A Tabela 4.2 mostra as diferentes tecnologias adotadas pelas empresas que realizam a conversão no mundo e a unidade de demonstração da Marinha em construção no Brasil. Mostram, assim, que existem diferentes opções de equipamentos que realizam uma mesma etapa do processo. Já a Tabela 4.3 mostra as principais vantagens e desvantagens das tecnologias de equipamentos usadas no processo de conversão, pelas principais empresas de conversão no mundo.

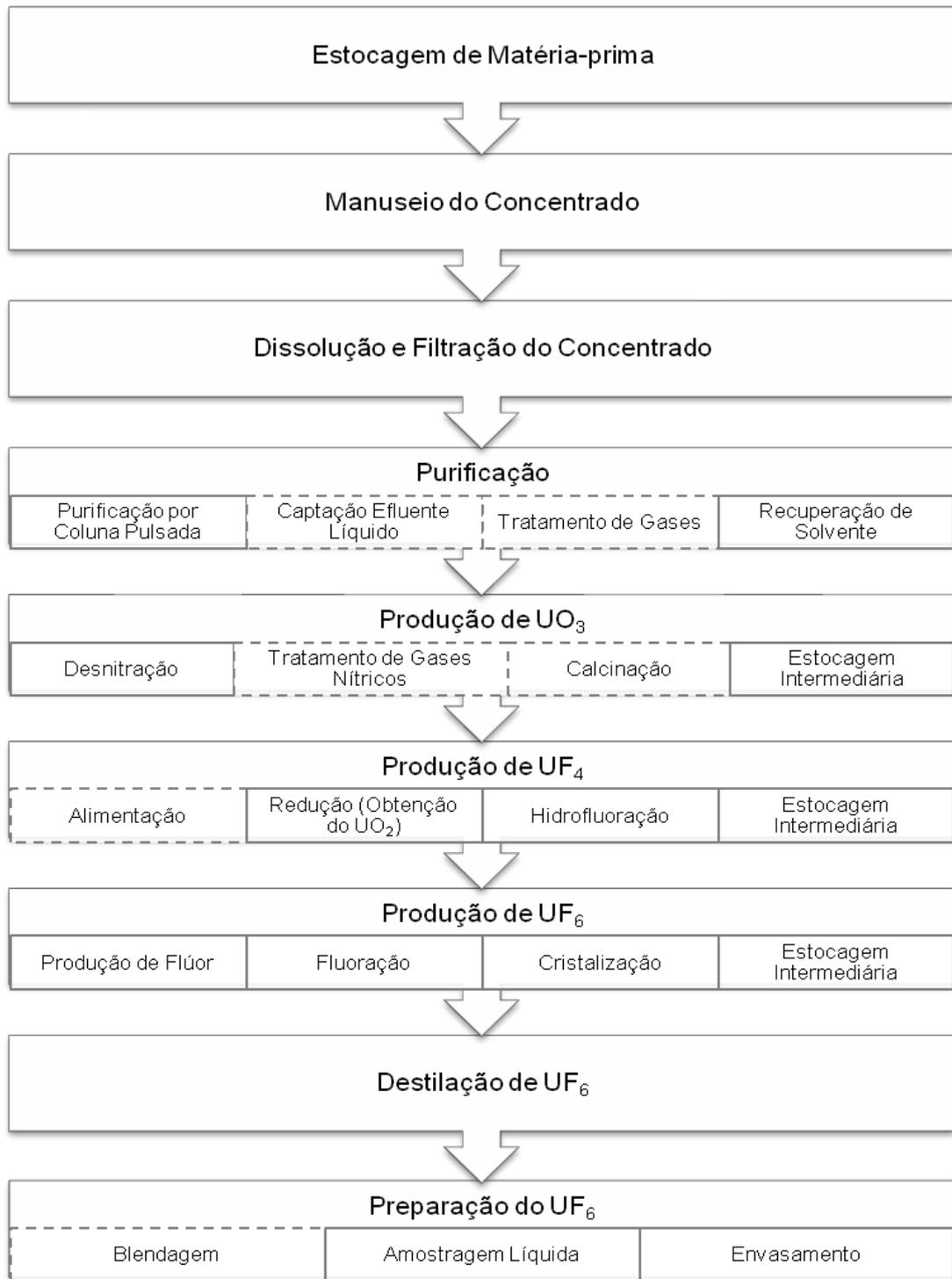


Figura 4.1 – Etapas de Produção do UF₆

Fonte: INB

Tabela 4.2 – Tecnologias de equipamentos por etapa de processo

Fonte: INB

ETAPA	EMPRESA – PAÍS				
	USEXA (CTMSP) BRASIL	COMURHEX FRANÇA	CAMECO CANADÁ	BNFL INGLATERRA	COVERDYN USA
Purificação	Colunas Pulsadas	Coluna Mixco e Pulsadas	Coluna Mixco e Pulsadas	Misturadores/ Decantadores	Não aplicável
Preparação de UO_3	Precipitação e Calcinação	Precipitação e Calcinação (atualizando para Desnitração)	Desnitração	Desnitração	Desnitração
Preparação de UO_2	Reator Leito Contínuo	Reator Leito Contínuo	Leito fluidizado	Forno Rotativo	Leito fluidizado
Preparação de UF_4	Reator Leito Contínuo	Reator Leito Contínuo	Via Úmida	Forno Rotativo	Leito fluidizado
Preparação de UF_6	Reator de Chama e Reator de Pratos	Reator de Chama e Reator de Pratos	Reatores de Chamas	Leito fluidizado	Leito fluidizado
Destilação	Coluna Contínua	Não tem	Não tem	Não tem	Coluna Contínua

Tabela 4.3 – Principais vantagens e desvantagens das tecnologias de equipamentos Fonte: INB

ETAPA	EQUIPAMENTOS	VANTAGEM	DESvantAGEM
Purificação	Colunas Pulsadas	<ul style="list-style-type: none"> - Espaço reduzido para implantação. - Baixa manutenção. - Tecnologia desenvolvida pelo CTMSP 	<ul style="list-style-type: none"> - O NTU deve apresentar baixo teor de sílica, devido a maior probabilidade da formação de emulsões estáveis.
	Misturador/decantador	<ul style="list-style-type: none"> - Maior tolerância à presença de sílica - Tecnologia desenvolvida pela INB 	<ul style="list-style-type: none"> - Maior espaço para implantação - Maior manutenção (agitadores)
Produção de UO_3	Precipitação/Calcinação	<ul style="list-style-type: none"> - Maior flexibilidade operacional - Tecnologia desenvolvida pelo CTMSP 	<ul style="list-style-type: none"> - Inventário de amônia - Maior geração de efluentes e rejeitos
	Desnitração	<ul style="list-style-type: none"> - Menor geração de rejeitos e efluentes e reciclagem do ácido nítrico para dissolução 	<ul style="list-style-type: none"> - Menor flexibilidade operacional
Produção de UO_2	Leito Fluidizado	<ul style="list-style-type: none"> - Tecnologia desenvolvida pela INB e CTMSP - Espaço reduzido para implantação 	<ul style="list-style-type: none"> - Maior consumo de reagentes
	Reator Leito Contínuo	<ul style="list-style-type: none"> - Tecnologia desenvolvida pelo CTMSP - Espaço reduzido para implantação - Menor consumo de reagentes 	<ul style="list-style-type: none"> - Baixa flexibilidade operacional - Maior manutenção - Maior tendência ao entupimento do leito
	Forno Rotativo	<ul style="list-style-type: none"> - Tecnologia desenvolvida pelo CTMSP (projeto) - Maior flexibilidade operacional - Menor consumo de reagentes 	<ul style="list-style-type: none"> - Maior espaço para implantação

Produção de UF₄	Leito Fluidizado	- Espaço reduzido para implantação	- Maior consumo de reagentes - Demanda pelo menos dois equipamentos em série
	Via úmida	- Menor risco operacional - Reciclagem do ácido fluorídrico - Materiais de fabricação nacionais	- Maior espaço para implantação - Maior quantidade de equipamentos e etapas de operação
	Forno Rotativo	- Maior flexibilidade operacional - Menor consumo de reagentes	- Maior espaço para implantação
Produção de UF₆	Reatores de Chamas e Pratos	- Tecnologia desenvolvida pelo CTMSP	- Não identificado
	Leito Fluidizado	- Maior tempo de residência	- Utilização de leitos inertes (maior probabilidade de contaminação do UF ₆) - Maior consumo de reagentes

Levando-se em consideração as vantagens e desvantagens de cada uma das tecnologias, as informações e projetos disponíveis na INB e o rigor dos requisitos necessários para o licenciamento ambiental e nuclear, a equipe de projeto da INB optou por uma planta híbrida, buscando absorver as melhores práticas produtivas conhecidas (ver Tabela 4.4).

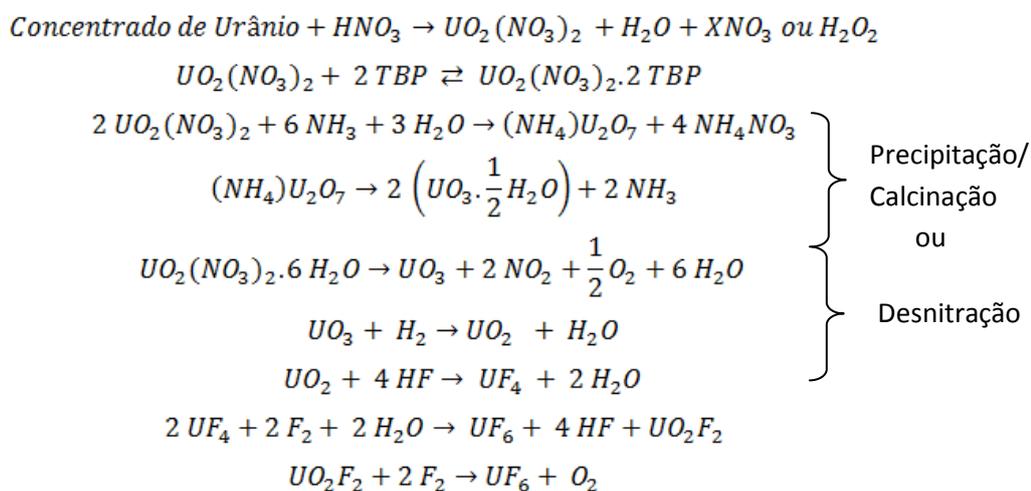
Tabela 4.4 – Tecnologia de Equipamentos Selecionada no Projeto da INB

ETAPA	Purificação	Produção de UO₃	Produção de UO₂	Produção de UF₄	Produção de UF₆	Destilação
EQUIPAMENTOS / TECNOLOGIA	Colunas Pulsadas	Desnitração ou Precipitação e Calcinação	Forno Rotativo	Forno Rotativo	Reator de Chamas e Reator de Pratos	Coluna Contínua

O atual projeto conceitual da FCN Conversão é baseado quase em sua totalidade no projeto francês denominado COMURHEX I, adquirido pelo Brasil nos anos 80 junto a empresa francesa *Uranium Pêchiney Ugine Kuhlmann* – UPCUK, adaptado com

melhorias de processo e de equipamentos seguindo as tendências tecnológicas para redução do risco operacional e aumento da resiliência frente aos cenários de acidentes postulados (base de projeto) ou de fatores externos extremos (efeito pós-Fukushima). As tecnologias de processo assim empregadas buscam a eliminação ou redução de inventário de produtos inflamáveis, explosivos ou tóxicos.

A sequência básica de reações químicas até a obtenção do UF₆ é a seguinte:



Fonte: INB

As possibilidades mais usuais de concentrado de urânio são: diuranato de amônio – DUA (U₂O₇(NH₄)₂), peróxido de uranila (UO₄·2H₂O), diuranato de sódio – DAS (U₂O₇Na₂) e trióxido de urânio impuro (UO₃).

Durante o processamento químico as formas intermediárias do urânio são: nitrato de uranila – NTU (UO₂(NO₃)₂), trióxido de urânio (UO₃), dióxido de urânio (UO₂) e o tetrafluoreto de urânio (UF₄), sendo o produto final o gás hexafluoreto de urânio (UF₆). Os principais insumos de processo são: ácido nítrico (HNO₃), trifosfato de butila (TBP), amônia (NH₃), gás hidrogênio (H₂), ácido fluorídrico (HF) e gás flúor (F₂).

As Figuras 4.2 e 4.3, apresentam as formas intermediárias e final do urânio já purificado durante o processamento químico para obtenção do UF₆.



Concentrado de Urânio



Nitrato de Uranila Impuro e Filtrado

Figura 4.2 – Formas intermediárias de concentrados de urânio antes da purificação Fonte: CTMSP.



**Trióxido de Urânio
(UO₃)**

**Dióxido de Urânio
(UO₂)**

**Tetrafluoreto de Urânio
(UF₄)**

**Hexafluoreto de Urânio
(UF₆)**

Figura 4.3 – Formas intermediárias e final do urânio já purificado durante o processamento químico para obtenção do UF₆ Fonte: CTMSP.

Ao final da conversão, o UF₆ é armazenado em cilindros especiais de aço (tipo 48Y, segundo a norma ANSI 14.1) para transporte até as usinas de enriquecimento, conforme Figura 4.4. Em condições ambientes de pressão e temperatura, o UF₆ é sólido. O UF₆ sublima à 56,4°C e 1.013,5 mbarg e possui um ponto triplo (coexistência das fases sólida, líquida e gasosa) em 64,0°C e 1.516,5 mbarg, possuindo, desta forma, grande facilidade de manejo nas mudanças de estado.



Figura 4.4 – Cilindro 48Y para UF₆ natural e empilhadeira de transporte

Fonte: INB e CAMECO

4.2.2. Descrição geral do processo de produção para a nova unidade

O concentrado de urânio será transferido para a unidade de Resende em recipientes herméticos, produzido em Caetité-BA ou na nova mina em Itataia-CE, onde então será convertido em hexafluoreto de urânio – UF₆. Tal transferência poderá ser realizada via rodovia ou via férrea e por cabotagem até os portos do Rio de Janeiro ou Santos, e destes até o complexo da INB em Resende.

Ao chegar à unidade de Resende o concentrado será disposto em galpão, dotado de infraestrutura para manuseio dos embalados de concentrado de urânio. As atividades de inspeção externa e salvaguardas nucleares serão ali realizadas, em ambiente semifechado e ventilação natural. As atividades de amostragem e parte em ambiente confinado, dotado de ambiente controlado por ventilação dedicada.

Do galpão de estocagem intermediária os embalados de concentrado serão conduzidos para o prédio de produção de concentrado purificado, onde, em ambiente controlado por ventilação dedicada, serão abertos e amostrados para controle de qualidade. Após liberados, o concentrado impuro será alimentado à planta conforme a demanda dos planos de produção.

Para promover a purificação do concentrado de urânio proveniente das minas, o concentrado é dissolvido em ácido nítrico (grau comercial), de onde é obtida uma solução de nitrato de uranila (NTU - UO₂(NO₃)₂). Esta solução é filtrada e posteriormente purificada por meio de extração com solventes (mistura trifosfato de butila – TBP, com hexano), em colunas misturadoras. A solução já purificada passa

então por evaporadores concentradores e, posteriormente, por reatores de desnitração ou de precipitação. No primeiro caso, seguem-se o resfriamento e secagem do UO_3 de elevada pureza e a reabsorção dos vapores nitrosos, com sua concentração e reciclagem como ácido nítrico regenerado. No segundo caso, seguem-se as etapas de secagem, calcinação e resfriamento para finalmente ser obtido o UO_3 de elevada pureza (ver Figura 4.5).

A pressão de trabalho nestas etapas varia do médio vácuo (~250 mbarg) até ligeiramente superior à atmosférica (1,5 barg). A temperatura de trabalho vai da média ambiente (~28 °C) até cerca de 420 °C, no forno de calcinação.

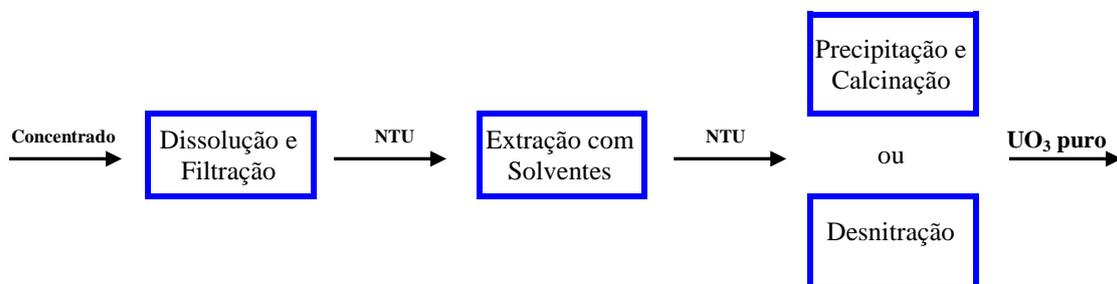


Figura 4.5 – Esquema básico para a produção de UO_3 de alta pureza

Observação:

- a) Uma das alterações da rota clássica de produção, a ser adotada no projeto da INB, segue a tendência de substituição da precipitação e calcinação do diuranato de Amônio (DUA), pela tecnologia da desnitração térmica. Esta mudança tecnológica é benéfica, principalmente em termos ambientais, pois além de evitar o uso da amônia, composto de elevada periculosidade e que demanda infraestrutura significativa de tratamento de efluentes e segurança industrial, insere um sistema de recuperação de gases nítricos e nitrosos para a produção de ácido nítrico diluído, reduzindo o risco na estocagem e manuseio de ácido nítrico concentrado.

Após a produção e estocagem intermediária do UO_3 , este é pneumaticamente transportado para equipamentos reatores, onde é, primeiramente, submetido a uma atmosfera redutora com H_2 gás, passando para a forma de UO_2 . Completada a redução, o UO_2 sólido reage em contracorrente com uma corrente de HF vapor a uma temperatura em torno de $500\text{ }^\circ\text{C}$. A reação é exotérmica, produzindo o composto intermediário UF_4 (pó de cor verde), que é descarregado para recipientes especiais, de cerca de 500 kg de capacidade para ser resfriado até temperatura ambiente. Os gases residuais de processo são exauridos através de filtros de material sinterizado e enviados para lavadores de gases para captura do HF residual. Posteriormente, o UF_4 é enviado para silos de estocagem. Dos silos de estocagem, o UF_4 é pneumaticamente transportado para o topo dos equipamentos denominados reatores de chama, onde, a uma temperatura entre 550 e $600\text{ }^\circ\text{C}$, reagirá em corrente paralela com o F_2 gás para a produção do UF_6 , na fase gasosa.

O gás flúor (F_2) necessário será produzido na própria unidade em células eletrolíticas de 6.000 a 9.000 ampères, sendo o eletrólito uma solução de bifluoreto de potássio – KHF_2 em ácido fluorídrico anidro (AHF). A produção global das células de flúor terá uso imediato no processo, não havendo estoques de flúor na unidade além de mínimas quantidades para a partida da unidade ou condicionamento (passivação) de linhas e equipamentos.

A corrente gasosa saindo dos reatores de chama é também passada por filtros especiais de material metálico sinterizado para a retenção de partículas, e destes para trocadores de calor especiais (cristalizadores primários), onde, à temperaturas inferiores a $-20\text{ }^\circ\text{C}$, o UF_6 é dessublimado e separado da corrente gasosa do processo. A porção sólida não reagida dos reatores de chama é enviada para um reator de pratos, bem como a corrente residual de gás oriunda dos cristalizadores contendo ainda F_2 gás residual. Uma produção secundária de UF_6 é obtida no reator de pratos recuperando-se os materiais não reagidos. A corrente gasosa do reator de pratos é então enviada a outros trocadores de calor especiais (cristalizadores secundários), onde à temperaturas inferiores a $-20\text{ }^\circ\text{C}$, o UF_6 é dessublimado e separado da corrente gasosa final, a qual será enviada ao sistema de tratamento de efluentes gasosos para neutralização de eventuais excedentes de HF ou F_2 . O UF_6 dessublimado nos cristalizadores (primários e secundários) é aquecido até cerca de $90\text{ }^\circ\text{C}$, sendo completamente liquefeito. Após a liquefação, parte da atmosfera gasosa dos cristalizadores pode alimentar um sistema de

destilação do UF_6 , onde tanto o HF residual na fase vapor quanto impurezas residuais na fase líquida (em especial compostos à base de silício) podem ser praticamente eliminadas. Após a purificação adicional, o UF_6 é transferido dos cristalizadores para um vaso pulmão, com capacidade máxima de estocagem de até 12,8 t UF_6 liquefeito. Do vaso pulmão, por gravidade, o UF_6 liquefeito é enviado para a estação de enchimento de cilindros 48Y, dotada de sistema de amostragem em fase líquida, para possibilitar a certificação dos lotes de produção (cada cilindro 48Y corresponde a um lote de 12,5 t UF_6). A Figura 4.6 a seguir apresenta um diagrama de blocos esquemáticos da produção.

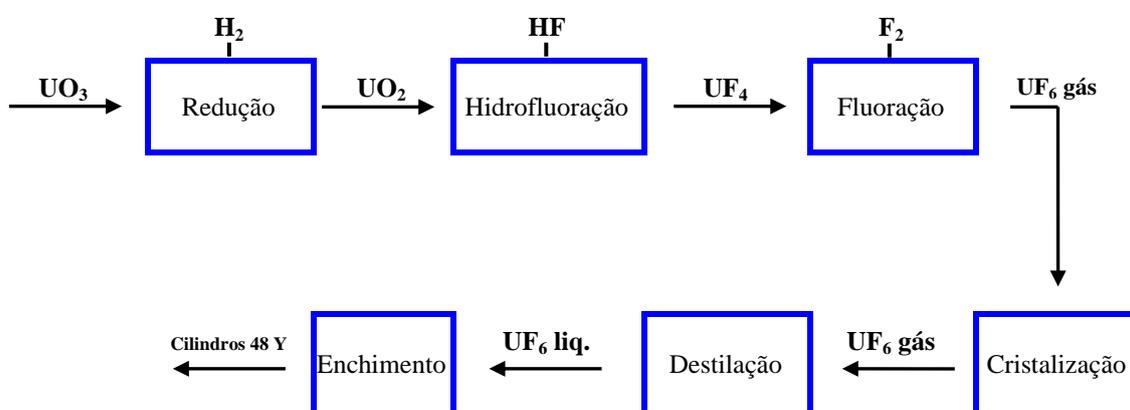


Figura 4.6 – Esquema básico para produção de UF_6 de alta pureza

Em relação ao projeto conceitual da nova unidade, a seguir são apresentadas as premissas para a adoção das principais rotas de processo e/ou tecnologias de equipamentos, para agregar maior segurança operacional e redução dos riscos industriais:

- a) A adoção da etapa de produção do composto intermediário UO_3 (de elevada pureza química), como sendo o processo de desnitração direta de solução de nitrato de uranila já purificada, além de também eliminar o uso da amônia anidra liquefeita como insumo de processo, introduz a possibilidade de reciclagem ao processo principal do ácido nítrico gerado

no tratamento dos gases exauridos do processo de desnitração. Desta forma, atendendo aos critérios de redução de riscos declarados (formação de nuvem tóxica,) com tal rota química simplificada é ampliada a robustez da segurança operacional, com benefícios complementares de redução da geração de correntes efluentes (minimização de risco químico e de impacto ambiental) e aumento da reciclagem de subproduto com alto valor agregado (ácido nítrico e seus derivados na base nitrato);

- b) A rota primária selecionada é a de maior domínio tecnológico e/ou industrial no país (contém uma fusão dos processos via úmida e seca, e o uso da desnitração). Incluso, também, em seus subprocessos, uma alternativa de retorno do uso de amônia na produção do UO_3 de alta pureza, caso a obtenção da tecnologia de desnitração seja inviável. Desta forma, será usado o conceito de robustez de processo como a rota, sistemas industriais e capacitação da força de trabalho que, garantindo-se a segurança ambiental, industrial, nuclear e operacional, ofereça plena continuidade operacional tanto em condições normais, quanto anormais e de emergência, com os menores impactos ao homem e ao meio ambiente, que os meios tecnológicos disponíveis permitirem;
- c) Caso o Brasil firme acordos com outros países para aporte de tecnologias, a rota primária selecionada, incluso seus subprocessos, permite modificações substanciais em seus desenvolvimentos durante as etapas de projeto e até de operação da nova usina.

Será garantido pelo projeto, sem prejuízo da implantação inicial, e dentro de margens de segurança adequadas, que haja espaço físico e meios técnicos para que substanciais modificações de rota de processamento ou tecnologia de equipamentos sejam possíveis, com mínimo impacto às características construtivas gerais da nova unidade.

4.2.3. Critérios gerais do projeto

Com base nas referências IAEA (2000), (2008), (2010a) e CNEN (2014a) e, conhecidas as características do processo, foram identificados os seguintes critérios

gerais de projeto de modo a que os objetivos de segurança da nova instalação industrial sejam alcançados, aqui ordenados por prioridade decrescente:

1. As consequências de qualquer dos acidentes postulados não poderão ultrapassar os limites de propriedade da INB em Resende;
2. Os princípios de defesa em profundidade, suficiente margem de segurança e abordagens ALARP/ALARA para proteção radiológica, segurança industrial e proteção ao meio ambiente serão ampla e sistematicamente adotados de forma integrada em todos os ramos da engenharia e respectivos projetos;
3. Considera-se o projeto a primeira barreira de defesa em profundidade, onde serão aplicadas técnicas de análise integrada de segurança, tanto nas fases de projeto conceitual e básico, assim como, para o controle de qualidade das obras civis e de montagem eletromecânica.
4. A experiência operacional e parâmetros reguladores, já implantados e consolidados no complexo industrial da INB em Resende, serão também sistematicamente adotados de forma integrada em todas as disciplinas de projeto;
5. Buscar-se-á a redução da carga de trabalho das equipes de operação, manutenção e segurança nos casos de falha.
6. Procedimentos e mecanismos para gestão do risco, incluindo a governança de emergência, serão também sistematicamente adotados de forma integrada no projeto desta nova unidade do ciclo;
7. As soluções de engenharia deverão garantir, tanto quanto possível, a possibilidade de melhoramentos futuros, inclusive a troca de tecnologias de processo ou de equipamentos

4.2.4. Características dos Equipamentos e linhas de processo

Como a rota de produção trabalha com urânio natural, não há necessidade de que os equipamentos de processo possuam características especiais (geometria anticrítica,

limitação de massa segura, etc.). O projeto dos equipamentos necessita apenas se adequar quanto à resistência química e estrutural em relação aos insumos de processo (altamente agressivos, tóxicos, inflamáveis ou explosivos) e às condições termodinâmicas dos diversos processos onde estão inseridos. Contudo, em alguns casos, devido ao critério de projeto relativo ao sismo de desligamento seguro – SDS, CNEN (2014a), os equipamentos receberão fundações e suporte compatível com este critério.

Da mesma forma, as tubulações de processo necessitam apenas se adequar quanto a resistência química e estrutural em relação aos insumos de processo e às condições termodinâmicas. Também aqui, em alguns casos, devido ao critério de projeto (SDS), um certo grupo deverá possuir suporte compatível com este critério para redução dos riscos em relação às condições de acidente por fenômenos externos, além das bases de projeto (uma das aplicações do conceito RIDM).

As principais funções de segurança a serem obtidas no projeto e fabricação de equipamentos e linhas de processo são: robustez estrutural e alto nível de estanqueidade frente aos cenários de operação normal, anormal e de emergência.

Em relação ao projeto original adquirido pelo Brasil nos anos 80, estão sendo consideradas no projeto atual as seguintes alternativas de aplicação de equipamentos chave, industriais, em pontos específicos da rota principal de processo:

- Substituição das células de extração por colunas do tipo pulsadas ou com agitadores durante o processo de purificação do licor ácido oriundo do sistema de digestão ácida do concentrado obtido do beneficiamento mineral;
- Substituição dos equipamentos de precipitação e calcinação de concentrado (rota convencional de obtenção de UO_3) por equipamentos desnitradores (tendência de modernização em amplo desenvolvimento junto aos maiores produtores mundiais);
- Substituição do processo de obtenção de UF_4 de via seca em um único equipamento multiestágio (reação do UO_3 com AHF em equipamento adequado à reação sólido - gás) para o processo de obtenção via úmida realizado em equipamentos multiestágios (reação do UO_3 com AHF em equipamentos adequados à reação sólido - líquido). Processo considerado de menor risco operacional dentre todos os demais, porém com monopólio

tecnológico de um único produtor que não deseja ainda comercializar tal tecnologia;

- Substituição do processo de obtenção de UF_4 de via seca em um único equipamento multiestágio (reação do UO_3 com AHF em equipamento adequado à reação sólido - gás) para o processo de obtenção via seca realizado em fornos horizontais e estágios separados;
- Substituição do recebimento e estocagem inicial do insumo de processo AHF em vaso de pressão hermético, dotados de controle de temperatura e atmosfera interna do vaso, por estocagem de AHF em carretas tipo Isotanque, estacionadas em baias unitárias construídas em prédio sísmico, cada qual dotada de controle de volume, temperatura e sistema automático de alarme de fuga de AHF, e subsistema de mitigação de emergência, incluindo ventilação, inundação por spray d'água, coleta e recuperação de AHF (anidro e solução) e sistemas de lavagem de gases, dedicados;

4.2.5. Características dos prédios, áreas de produção, de apoio e almoxarifados

Os prédios e áreas de produção de produção estão distribuídos de tal forma que possam ser isolados por diques e arruamentos, buscando o máximo isolamento preventivo para os casos de incêndio.

Todas as áreas de produção onde haverá manuseio de urânio serão instaladas em prédios fechados, com controle de acesso único de pessoal, ferramental e de materiais (para fins de proteção radiológica), segregação de ambientes com barreiras físicas e de níveis de pressão, ventilação dedicada para exaustão de ambientes e de processos, pisos e paredes dotados de acabamento com proteção química e descontamináveis, áreas exclusivas para manutenção local de equipamentos, sistemas de elevação de carga e facilidades para a ação de equipes de segurança industrial e evacuação de emergência.

O transporte de massa do urânio depende fortemente do tipo e geometria dos equipamentos ligados aos processos de extração por solventes, hidrofluoração e fluoração. Assim, os prédios de produção serão projetados para prover espaço físico suficiente para substituição dos equipamentos por outros de capacidade ampliada; notadamente se utilizados equipamentos cilíndricos verticais, tais como os reatores tipo leito contínuo (LC), reator de chamas, colunas pulsadas, dentre outros.

Onde não houver manuseio de urânio os processos produtivos e/ou sistemas auxiliares de processo, de utilidades ou de tratamento de efluentes, poderão ser abrigados em prédios fechados ou em áreas abertas, dotadas de diques de contenção e cisternas de emergência. As áreas de alto risco, devido ao manuseio de material tóxico, inflamável e/ou explosivos, também possuirão controle de acesso único de pessoal, ferramental e de materiais (para fins de segurança industrial), segregação de ambientes com barreiras físicas e/ou de níveis de pressão, ventilação dedicada para exaustão de ambientes e de processos (onde aplicável), pisos e paredes dotados de acabamento com elevada resistência a ataques químicos, áreas exclusivas para manutenção local de equipamentos, sistemas de elevação de carga e facilidades para a ação de equipes de segurança industrial e evacuação de emergência.

Os projetos de edificações deverão levar em conta os critérios de segurança mecânica e estrutural, tais como cargas de vento, inundações, projéteis internos e externos, sismos, tornados, cargas devidas ao processo e equipamentos, critérios de combinação de carga e cargas hidrostáticas de subsolo, conforme as normas nacionais e internacionais aplicáveis. As estruturas deverão ser dimensionadas para condições previsíveis de incêndio e/ou explosão, ao critério de projeto relativo ao sismo de desligamento seguro – SDS, CNEN (2014a), visando o desempenho satisfatório de todas as funções de segurança, mesmo sob condições de acidente.

4.2.6. Características dos sistemas de instrumentação e controle de processo

Serão usados instrumentos “inteligentes” ligados em rede *fieldbus*, sendo monitorados e controlados por IHM (Interface Homem-Máquina) integrados aos equipamentos de processo, e com redundância numérica de sensores, alimentação elétrica e proteções necessárias e suficientes para conferir elevado grau de segurança e resiliência operacional, a serem orientados por análises de segurança e redução de riscos (alimentação elétrica e equipamentos redundantes).

Será previsto um CLP (Controlador Lógico Programável) para cada sistema de cada linha, as quais estarão sendo monitoradas e controladas, via rede padrão Ethernet, por sistema supervisor instalado nos diversos painéis de controles locais e central (este último também redundante em diferentes localidades). Estes CLP deverão ser instalados

em painéis de instrumentação localizados em corredores adjacentes fora da área controlada a fim de facilitar a manutenção e acesso aos equipamentos ali contidos, bem como minimizar exposição à contaminação por urânio ou produtos químicos agressivos.

Todas as informações geradas e controladas nestas IHM deverão ser repetidas em um Painel de Controle Operacional (PCO), situado fora do prédio da usina, e em outro painel designado de Painel de Controle Redundante (PCR), onde ambos terão total autonomia de operação sobre os sistemas existentes mediante hierarquia por senha.

O Painel de Controle Operacional (PCO) será constituído de 12 (doze) estações de operação com monitores em LED sendo: 05 (cinco) Estações para a Linha 1 e 05 (cinco) estações para a Linha 2, com a possibilidade de todas as estações da mesma linha se relacionarem entre si através de acesso por senha, funções de forma redundante permitindo um design operacional *hot stand-by*. Para o Sistema Auxiliar serão previstas 02 (duas) Estações de Operação, onde serão controlados e monitorados todos os subsistemas integrantes com a possibilidade de usar qualquer uma das duas estações deste sistema, no qual deverá ser instalado um CLP no painel de instrumentação localizado no Painel de Controle Operacional a fim de facilitar a manutenção e acesso aos equipamentos ali contidos. Uma estação adicional em cada linha abrigará o sistema de Funções Críticas de Segurança (FCS), responsável pela monitoração das linhas quanto à identificação de tendências de ocorrência de anormalidades (gestão do risco) e de orientação à operação quanto à tomada de decisão em situações de emergência (mitigação de consequências).

No Painel de Controle Redundante (PCR) está prevista a instalação de 04 (quatro) estações de operação, sendo uma para cada linha de processo, uma para os sistemas auxiliares e outra para as funções críticas de segurança. Além das estações de operação, estão previstas 02 (duas) Estações de Engenharia, sendo uma para as linhas de produção e outra para os Sistemas Auxiliares e das Funções Críticas de Segurança. Cada estação terá acesso aos seus CLP que poderão ser operados, pela área responsável, para configuração, manutenção ou monitoramento dos programas nelas existentes, necessários para configurar os controladores de campo, as remotas de I/O, a rede profibus e a rede AS-i. Todas as alimentações elétricas da parte de instrumentação e dos painéis de controle deverão ser de fornecimento ininterrupto, por fontes e rotas independentes.

Após a análise de segurança na fase de projeto básico, deverá ser considerada qual área da fábrica necessitará de Controlador Lógico Programável com característica de redundância (*hot stand-by*), bem como quais módulos de I/O e instrumentação serão classificados como nível de integridade de segurança intrínseca (SIL).

4.2.7. Características dos materiais, matéria-prima e insumos dos processos

Em relação às matérias-primas e insumos a serem usados na futura fábrica de conversão, a grande maioria já é usada em outras etapas do processo produtivo dentro da INB Resende. As novas espécies químicas com inventários significativos que serão introduzidas na FCN são: o ácido nítrico, os compostos orgânicos tributílo fosfato (TBP), hexano (ou querosene) e os compostos fluorados ácido fluorídrico e flúor gasoso.

A tabela 4.5 apresenta dados qualitativos e quantitativos referentes aos materiais empregados na usina de conversão.

Tabela 4.5 – Demanda e Estocagem de Matéria-Prima e Insumos Fonte: INB

Material		Quantidade Específica	Quantidade Anual	Inventário	
UO ₃ (yellow cake)		812,5 kg/t UF ₆	1.218,75 t	101,6 t	1 mês
Ácido Nítrico HNO ₃		1284,1 kg/t UF ₆	1.926,1 t	160,5 t	1 mês
Solvente	TBP (45%)	4,1 kg/t UF ₆	6,1 t	3,0 t	6 meses
	Querosene (55%)	13,5 kg/t UF ₆	20,3 t	10,1 t	6 meses
UO ₃ (purificado)		858,5 kg/t UF ₆	1.287,8 t	107,3 t	1 mês
Carbonato de Sódio Na ₂ CO ₃		17,7 kg/t UF ₆	26,5 t		
Hidróxido de Sódio NaOH		10,5 kg/t UF ₆	15, t		
UF ₄		892,3 kg/t UF ₆	1.338,5 t	2,2 t	8 horas
Hidrogênio		80,0 Nm ³ /t UF ₆	119.840 Nm ³	4.609 Nm ³	2 semanas

Ácido Fluorídrico AHF	365,7 kg/t UF ₆	548,6 t	52,7 t	5 semanas
Flúor	124,1 kg/t UF ₆	186,1 t	- t	-
KOH	110,8 kg/t UF ₆	166,2 t	6,4 t	2 semanas
Hidróxido de Cálcio Ca(OH) ₂	322,5 kg/t UF ₆	483,6 t	18,6 t	2 semanas
Bifluoreto de Potássio (Reposição) KHF ₂	2,7 kg/t UF ₆	4,1 t	0,4 t	1 mês
Bifluoreto de Potássio (Carga Anual) KHF ₂	18,5 kg/t UF ₆	27,72 t	2,5 t	Reposição anual
Carbonato de Potássio K ₂ CO ₃	4,0 kg/t UF ₆	5,95 t	6,0 t	Carga inicial
Gás Carbônico CO ₂	18,1 kg/t UF ₆	27,12 t	2,3 t	1 mês
Carbonato de Cálcio CaCO ₃	18,3 kg/t UF ₆	27,43 t	50,0 t	1 isotanque de HF
Enxofre	7,0 kg/t UF ₆	10,45 t	0,6 t	3 semanas
Ácido Sulfúrico H ₂ SO ₄	0,1 l/t UF ₆	26,40 L	20,0 l	1 bombona padrão
Nitrogênio	247,6 Nm ³ /t UF ₆	371.341 Nm ³	47,9 m ³	1 mês
Água Industrial	12,00 m ³ /t UF ₆	18.000 m ³	- m ³	-
Efluente Total	11,5 m ³ /t UF ₆	17.233 m ³	76 m ³	2 dias

A estimativa de geração de efluentes da usina de conversão foi determinada com base no projeto da empresa francesa fornecedora da tecnologia de origem para o Brasil (UPUK), conforme as Tabelas 4.6, 4.7 e 4.8:

Tabela 4.6 – Efluentes líquidos Fonte: INB

Substância	Vazão (kg/h)	% massa (base seca)	Concentração (g/l)
NaNO ₃	9,5	2,42%	4,11
NH ₄ NO ₃	163,2	41,74%	70,93
NH ₃	3,82	0,98%	1,66
KOH	0,15	0,04%	0,07
K ₂ CO ₃	0,40	0,10%	0,17
KNO ₃	44,4	11,37%	19,32
CaF ₂	11,3	2,87%	4,88
CaCO ₃	13,2	3,36%	5,72
Ca(NO ₃) ₂	133,6	34,18%	58,09
Aux. Filtração	5,1	1,29%	2,19
Insolúveis	6,4	1,63%	2,77
U	0,05	0,01%	0,02
Total	391,1	100,00%	-
Total de lançamento de efluentes: 78,18 m ³ /dia			
1 atm		25 °C	

Tabela 4.7 – Efluentes Sólidos Fonte: INB

Etapa	Composição	Vazão	Temperatura	Pressão
Filtração do Concentrado	SiO ₂ , CaSO ₄	1,3 m ³ /dia (lama)	25 °C	1 atm
Fluoração Primária / Secundária	UF ₄ e Cinzas não reagidos	0,5 Kg/h	300 °C	0,8 atm

Tabela 4.8 – Efluentes Gasosos

Fonte: INB

Rejeito	Vazão
NO _x	0,1 ton/ton U
H ₂ , UO ₃ , UO ₂ , H ₂ O, N ₂	19,6 Kg/h
HF, UF ₄ , H ₂ O, N ₂	1,2 Kg/h
SF ₆	2,75 Kg/h

4.2.8. Características das Barreiras de Proteção

Conforme o item 3.1.1 anterior os níveis de defesa em profundidade foram definidos conforme IAEA (2006). Adicionalmente a estas recomendações, de forma inovadora (Santos, 2014), porém seguindo os desenvolvimentos de segurança já realizados no campo de reatores, a equipe de projeto estabeleceu a implantação de sistema de gestão de risco operacional com a implantação do conceito de Funções Críticas de Segurança (FCS). Desta forma, as diversas barreiras de proteção também possuirão monitoração quanto a sua integridade e operacionalidade.

Assim, cada uma das recomendações acima descritas será aplicada aos ramos de engenharia citadas na Tabela 4.1, dando origem ao arcabouço de soluções técnicas que deverá constituir as barreiras de proteção da unidade face aos acidentes postulados, matriz de riscos e riscos informados.

4.2.9. Características dos sistemas de governança de emergência

Similarmente ao discutido na seção 4.2.8, a equipe de projeto estabeleceu a implantação de uma infraestrutura para a governança de emergências fundamentada nas mesmas premissas e recomendações. Desta forma, uma edificação especial que abrigará um centro de crise, dotada de facilidades de comunicação interna e externa (com enlace de dados e telefonia via satélite), captação, processamento e análise de dispersões

atmosféricas em tempo real, monitoramento redundante com interface ativa dos painéis de controle de processo (principais sistemas de ação de emergência), monitoramento redundante do sistema de Funções Críticas de Segurança (FCS), monitoração redundante dos sistemas CFTV de proteção física e ambientes de processo, sala de gestão de crise, centro de documentações de segurança e área especial de abrigo de sobrevivência.

4.2.10. Características dos sistemas de mitigação de acidentes

Com base nas referências IAEA (2008), (2010a), a maior parte dos sistemas e estruturas importantes para a segurança e os eventos iniciadores de anormalidades ou emergências são conhecidos. Conforme a seção 4.2.8 e a referência CNEN (2014a) o projeto deve estabelecer as adequadas barreiras de proteção bem como as medidas de mitigação quando, deterministicamente, se assume que um evento aconteceu e todas as medidas de proteção falharam.

As funções de segurança a serem consideradas são, IAEA (2010a):

1. Prevenção contra a criticalidade;
2. Prevenção contra dose interna (radiológica) e liberação de compostos químicos danosos;
3. Prevenção contra dose externa (radiológica).

No caso da etapa de conversão a prevenção de criticalidade é necessária apenas em plantas que processam urânio com mais de 1% de enriquecimento. A prevenção contra dose externa é uma preocupação em plantas que usam urânio oriundo de reprocessamento. Assim, no caso da nova planta da INB, as funções de segurança a serem consideradas são as inerentes aos perigos relevantes relacionados à dose interna e liberação de materiais químicos.

A Tabela C1 adaptada de IAEA (2010a), no anexo 'C', apresenta um sumário dos eventos envolvendo a possibilidade de geração de dose interna e os que conduzem ao vazamento de materiais químicos de alta toxidez, inflamáveis ou explosivos, em

contraste com as medidas de preliminares de mitigação sugeridas para proporcionar elevado nível de segurança.

Com base neste levantamento e considerando as referências (Santos, 2014) (Souza, 2012), os eventos de consequências diretas ou indiretas (como incêndio, queda geral de energia, exposição ao urânio, vazamentos, etc.) que devem ser, preliminarmente, considerados para providências de mitigação são apresentados na tabela 4.9, adaptada de IAEA (2010a):

Tabela 4.9 – Medidas Preliminares para Mitigação de Eventos

Função de Segurança Inicialmente a ser atacada	Eventos	Medidas Preliminares de Mitigação (*)
Aumento de dose interna	Liberação de óxidos de urânio; Liberação de UF ₄ e UF ₆ ; Derramamento de soluções com material radioativo; Manuseio de cilindros vazios de UF ₆ ; Manuseio/derramamento de material não queimado contendo urânio; Violação de limites de vasos; Sobreenchimento de cilindro de UF ₆ Incêndio	Ampliação do nível de redundância de barreias físicas (isolamento de processos e ambientes, efeito cebola); Implantação do sistema de Funções Críticas de Segurança; Aumento do Nível de redundância de sistemas de ventilação de emergência (barreiras de pressão, lavagem de gases e uso de filtros HEPA); Aumento da disponibilidade e de rotas independentes de fornecimento de energia elétrica de emergência; Aumento da redundância de monitoração de sobreenchimento de cilindros; Implantação de medidas administrativas de controle de qualidade de manutenção dos Sistemas, Estruturas e componentes importantes para a segurança; Implantação de sistemas passivos de combate a emergências.
liberação de compostos químicos danosos	Liberação de AHF líquido; Liberação de HF gás; Liberação de Flúor (F ₂); Liberação de Amônia (NH ₃); Derrame de produtos químicos líquidos com grande projeção	Ampliação do nível de redundância de barreias físicas (isolamento por compatibilidade química e uso de diques e cisternas de emergência); Implantação do sistema de Funções Críticas de Segurança; Aumento do Nível de redundância de

	<p>de gás (ácidos, solventes, TBP, etc.);</p> <p>Violação de limites de tanques e vasos;</p> <p>Incêndio.</p>	<p>sistemas de ventilação de emergência (barreiras de pressão, lavagem de gases e recuperação de solução de lavagens);</p> <p>Aumento da disponibilidade e de rotas independentes de fornecimento de energia elétrica de emergência;</p> <p>Implantação de sistemas de coleta de derramamento e recuperação de confinamento em tanques de emergência onde possível (uso de coletores tipo sump, bombas de diafragma/peristálticas com redundância e tanques/cisternas de contenção) ;</p> <p>Implantação de sistemas de abatimento de nuvem de gases;</p> <p>Implantação da captação e dique geral de emergência da instalação (última barreira de defesa conjugada ao sistema de abatimento de nuvem);</p> <p>Implantação de medidas administrativas de controle de qualidade de manutenção dos Sistemas, Estruturas e componentes importantes para a Segurança;</p> <p>Implantação de sistemas passivos de combate a emergências.</p>
Comuns às duas anteriores	Todos os eventos citados	<p>Implantação do sistema de governança de emergência;</p> <p>Implantação de um centro de apoio à produção e capacitação de pessoal (aumento da capacitação de pessoal na prontidão de combate a emergências)</p>

A citação de abordagem preliminar em relação à Tabela 4.9 se deve ao fato de que a conclusão do projeto básico, seguida da respectiva análise de segurança, poderá identificar outras necessidades, não identificadas na fase atual do projeto.

5. ANÁLISE PRELIMINAR DE SEGURANÇA PARA O PROJETO CONCEITUAL DA NOVA USINA

5.1.A ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS (APR)

Com base nas metodologias citadas nas referências U.S NRC (2001), AICHE-CCPS (2008), Petrobrás (2010), CETESB (2011), U.S NRC (2014), e o apresentado no capítulo 4.0, foi procedida a realização de uma análise preliminar de riscos (APR) para aferir e complementar os itens da tabela 4.9. A escolha da técnica (APR) foi adotada pela fase atual do projeto da nova unidade da INB (fim do projeto conceitual e início da preparação para o projeto básico) e pode ser referenciada conforme a Tabela 5.1:

Tabela 5.1 Técnicas Usualmente Aplicáveis às Diversas Fases do Ciclo de Vida da Instalação Industrial (adaptada de Petrobrás N-2782)

Técnicas aplicáveis (mais usuais)	Fase do ciclo de vida da instalação industrial						
	Projeto conceitual (FASE 2)	Projeto básico (FASE 3)	Projeto de detalhamento	Construção e montagem	Comissionamento / pré-operação	Operação (ver Nota)	Desativação
Lista de verificação ("checklist")				X	X	X	X
E se? ("what if?")	X			X		X	
Análise Preliminar de Riscos (APR)	X	X	X	X		X	X
Estudo de Perigos e Operabilidade (HAZOP)		X	X			X	
Análise de conseqüências		X	X			X	
Análise Quantitativa de Riscos (AQR/QRA)			X				
NOTA	Durante a fase de operação, as ampliações/modificações que não sejam consideradas como novo empreendimento, devem ser tratadas através do processo de gestão de mudanças.						

Os sistemas produtivos avaliados da nova unidade foram:

1. Recebimento, Manuseio e Armazenamento de UO_3 ;
2. Dissolução, Filtração e Purificação;
3. Produção de UO_3 ;
4. Redução e Hidrofluoração;
5. Produção de F_2 , incluindo a preparação e estocagem de eletrólito;
6. Fluoração, Produção e Amostragem de UF_6 ;
7. Armazenamento de Produtos Químicos, incluindo a estocagem de AHF;
8. Tratamento de Efluentes Geral e Especial;
9. Sistemas de que podem causar acidentes de causa comum;
10. Estocagem de H_2 , pátio de inservíveis e DIRBA (Depósito Inicial de Rejeito de Baixa Atividade).

O modelo de questionário da aquisição de dados da APR está apresentado no Anexo 'A'. A equipe de trabalho foi formada por consultores em análise de risco, de projeto e operação de sistemas de hexafluoreto de urânio, da equipe de projeto da INB e de especialistas de engenharia civil do Instituto Brasileiro de Qualidade Nuclear (IBQN). Os dados do questionário geraram 38 cenários para os quais foram classificados os riscos através das definições de frequência, severidade e classificação de risco como apresentado nas Tabelas 5.2 e 5.3. As fontes para elaboração das tabelas foram consideradas para uma primeira classificação dos riscos, sob a ótica de análises de plantas químicas convencionais, para posteriormente se obter uma matriz de riscos que possa ser mais adequada às instalações do ciclo do combustível.

Tabela 5.2 Graus de Frequência

Fonte: MIL-STD-882C (modificado) e CCPS, 2008 (modificado)

GRAU	CONCEITO	HISTÓRICO	FREQUÊNCIA
A- Extremamente Remota	Conceitualmente possível, porém improvável de ocorrer durante a vida útil da instalação	Não há registro desse acidente.	$F < 10^{-3} / \text{ano}$
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.	$10^{-3} / \text{ano} \leq F < 10^{-2} / \text{ano}$
C- Provável	Esperado ocorrer pelo menos 1 vez por ano	Há um registro desta ocorrência por ano.	$10^{-2} / \text{ano} \leq F < 10^{-1} / \text{ano}$
D- Frequente	Ocorre várias vezes por ano	Há mais de um registro desta ocorrência por ano.	$F > 10^{-1} / \text{ano}$

Tabela 5.3 Categoria de Severidade da Consequência

Fonte: CETESB (2011), (complementado) e ABNT (2009), adaptada

GRAU	CONCEITO	DANOS À SAÚDE	DANOS AO MEIO AMBIENTE	DANOS MATERIAIS E ECONÔMICOS	DANOS À IMAGEM
I LEVE	Nenhum dano ou dano não mensurável.	Ferimentos leves, sem atendimento médico.	Sem impactos significativos. Geração de pequena quantidade de rejeito que pode ser reprocessado.	Sem parada da produção ou pequena indisponibilidade da produção (de 1 a 4 horas). Sem danos a equipamentos.	Pode haver reclamação do cliente.
II MARGINAL	Danos irrelevantes ao meio ambiente e à comunidade externa.	Ferimentos leves, com atendimento médico.	Poluição temporária e confinada ao interior da instalação. Possibilidade de odor ou ruído fora da instalação.	Pode haver parada da produção. Comprometimento da qualidade do produto. Danos a equipamentos menores. Média indisponibilidade de produção (1 a 2 dias).	Pequeno impacto para o cliente.

<p style="text-align: center;">III CRÍTICO</p>	<p>Possíveis danos ao meio ambiente devido a liberações de substâncias químicas tóxicas, radioativas ou inflamáveis, alcançando áreas externas à instalação. Pode provocar lesões de gravidade moderada na população externa ou impactos ambientais com reduzido tempo de recuperação.</p>	<p>Ferimentos graves com afastamento e/ou impacto radiológico. É possível haver necessidade de abandono da instalação.</p>	<p>Poluição no exterior da instalação.</p>	<p>Parada da produção com produto fora da especificação. Danos a equipamentos importantes. Grande indisponibilidade da planta.</p>	<p>Impacto para o cliente. Afeta a imagem da empresa.</p>
<p style="text-align: center;">IV CATASTRÓFICO</p>	<p>Impactos ambientais devido a liberações de substâncias químicas tóxicas, radioativas ou inflamáveis atingindo áreas externas às instalações. Provoca mortes ou lesões graves na população externa ou impactos ao meio ambiente com tempo de recuperação elevado.</p>	<p>Morte ou invalidez. Abandono da planta e evacuação de áreas próximas.</p>	<p>Poluição importante e durável ao exterior da planta. Requer medidas de remediação e recuperação.</p>	<p>Parada da produção e produto fora de especificação. Danos a equipamentos importantes.</p>	<p>Grande impacto para o cliente. Afeta a reputação da empresa e a perenidade do produto/projeto.</p>

Notas:

1-O grau da severidade adotado pelo órgão ambiental foi alterado de “Desprezível” para “Leve” em função dos danos à saúde do trabalhador e à imagem da empresa.

A documentação utilizada incluiu diagramas de bloco, desenhos de leiaute, fluxogramas, plantas planialtimétricas, desenhos P&ID, *data book* de projetos de referência e informações geotécnicas de local. A matriz e classificação de risco usadas inicialmente na APR são apresentadas nas tabelas 5.4 e 5.5.

Tabela 5.4 Matriz de Risco - Severidade da Consequência

		FREQUÊNCIA			
SEVERIDADE		A	B	C	D
	I	1	1	1	2
	II	1	2	2	2
	III	2	2	2	3
	IV	2	2	3	3

Tabela 5.5 Classificação de Risco

CLASSE DE RISCO	RISCO	MEDIDAS PREVENTIVAS E CORRETIVAS
1	BAIXO	Não é necessário adotar nenhuma medida. Avaliar o custo-benefício de se incluir medidas adicionais no projeto ou no plano de melhorias da área
2	MODERADO	Avaliar a aplicação de medidas administrativas ou operacionais. Incluir medidas adicionais no projeto ou no plano de melhorias da área
3	CRÍTICO	Medidas adicionais preventivas e corretivas deverão ser aplicadas para reduzir o risco

A lista de perigos com as respectivas classificações iniciais de frequências, risco e as medidas preventivas e/ou corretivas de mitigação estão apresentadas na Tabela C2 do anexo 'C'.

5.2. CONSTRUÇÃO DE UMA PROPOSTA DE MATRIZ DE RISCO

5.2.1. Fundamentação a partir de pesquisa junto à órgãos de regulação

A tabela 2 em Petrobrás (2010, 1ª emenda, pp 05-12) apresenta uma matriz 5 x 4 que fornece critérios para classificação de probabilidades, severidade e composição de uma matriz de risco com grande número de considerações e faixas de probabilidade graduando regiões onde o risco é moderado e aceito sob determinadas condições.

Uma outra conceituação CETESB (2011) advoga que este órgão regulador estabelece risco expresso na forma de risco individual (RID), ou seja, refere-se ao risco para uma pessoa decorrente de um ou mais cenários acidentais, no intervalo de um ano. Seu caráter é geográfico, razão pela qual sua expressão se dá pela determinação dos valores de RID em pontos x,y localizados no entorno do empreendimento. A determinação do risco individual num ponto x,y qualquer no entorno do empreendimento pressupõe o conhecimento da frequência de ocorrência de cada cenário acidental e da probabilidade desse cenário acarretar fatalidade nesse ponto.

O risco individual também tem caráter cumulativo, o que significa que a resultante em um ponto x,y de interesse advém da soma do RID de cada cenário acidental com contribuição no citado ponto, conforme equações 1 e 2 a seguir:

$$RID_{x,y} = \sum_{i=1}^n RID_{x,y,i} \quad (1)$$

Onde

$RID_{x,y}$ = risco individual total de fatalidade no ponto x,y (chance de fatalidade por ano ou ano-1);

$RID_{x,y,i}$ = risco individual de fatalidade no ponto x,y devido ao cenário i (chance de fatalidade por ano ou ano-1);

n = número total de cenários considerados na análise.

$$RID_{x,y,i} = F_{i,pf,x,y,i} \quad (2)$$

Onde:

$RID_{x,y,i}$ = risco individual de fatalidade no ponto x,y devido ao cenário i
(chance de fatalidade por ano ou ano-1);

F_i = frequência de ocorrência do cenário i ;

$pf_{x,y,i}$ = probabilidade que o cenário i resulte em fatalidade no ponto x,y ,
de acordo com os efeitos esperados.

A figura 5.1 apresenta o risco individual por meio de contornos de isorrisco, onde estes possibilitam visualizar a sua distribuição geográfica no entorno do empreendimento.

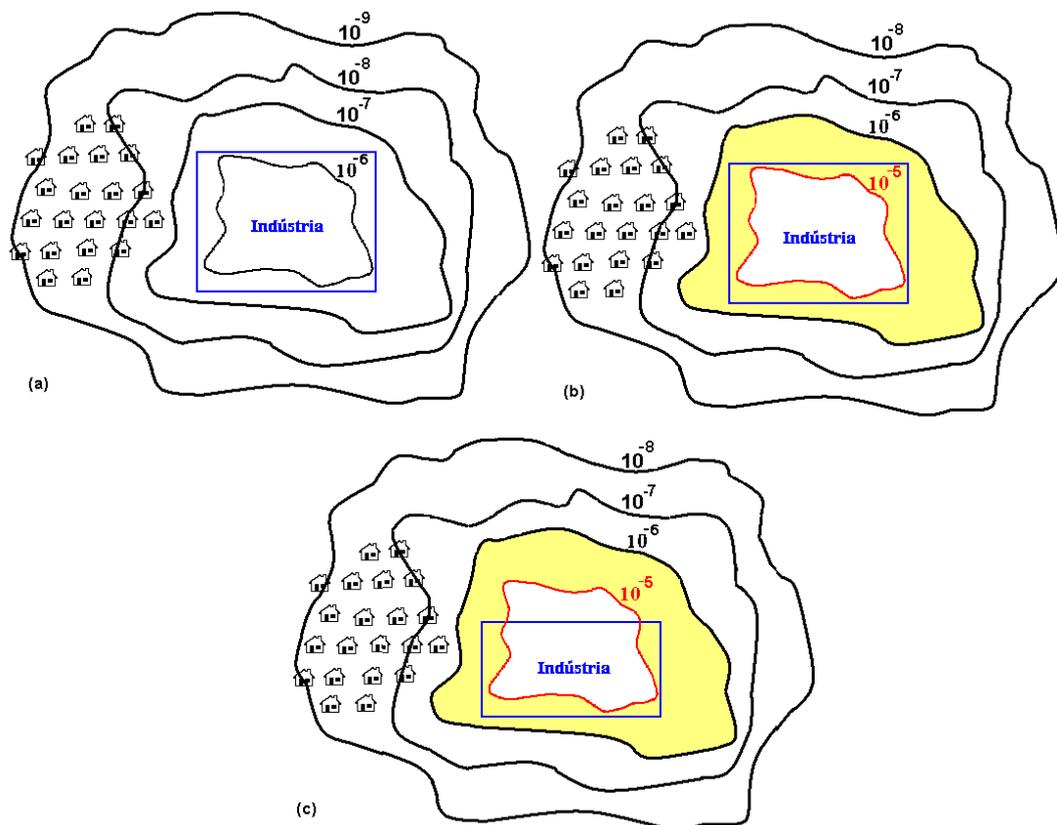


Figura 5.1 Representações do risco individual por meio dos contornos de isorrisco. Destaque para a região compreendida entre os contornos de $1E-5$ /ano e $1E-6$ /ano (casos 'b' e 'c'), em amarelo, onde o risco deve ser reduzido – (adaptado de CETESB P4.261).

Antes de seguirmos é prudente verificarmos o trabalho mais atual de padronização do entendimento a respeito de probabilidade e construção de índices de

segurança como citado na referência U.S NRC (2014), onde a aplicabilidade para fins reguladores dentro do conceito RIDM fica mais evidente. Neste guia da NRC (pp. 3-B-2) a definição e abrangência da frequência e/ou probabilidade de um evento acontecer é citada como sendo:

“...Definições de Probabilidade

De acordo com 10 CFR 70.65 (b) (9), o resumo ISA deve definir os termos ‘improvável’, ‘altamente improvável’, e ‘crível’, propõe que as definições qualitativas de probabilidade são aceitáveis desde que cumpram duas condições:

- 1. Elas são razoavelmente claras e com base em critérios objetivos e;*
- 2. Que se possam razoavelmente distinguir de forma consistente acidentes que são altamente improváveis daqueles que são meramente improváveis (ou não improváveis).*

Isto significa que as definições deveriam ser suficientemente claras, de forma que exista uma garantia razoável de que irão proporcionar o mesmo resultado quando aplicada por diferentes revisores e que elas poderão ser usadas para fazer distinções de significância entre eventos considerando diferentes categorias de frequências. Ambas, as definições de frequência e dos métodos para a sua determinação devem atender a esses critérios, uma vez que eles devem trabalhar juntos para garantir que os requisitos de desempenho sejam atendidos.

Este NUREG afirma que "critério objetivo" significa que o método se baseia em características específicas e identificáveis do projeto de um processo, ao invés de julgamentos subjetivos de adequação. Porque a frequência de uma sequência de acidente é uma função: - da frequência do evento iniciador, das possibilidades de falha de subsequentes dos itens importantes sobre os quais recai a segurança (em inglês IROFS) e a relação entre estes (por exemplo, se as IROFS são independentes), se as características de projeto dos processos as quais o método abordará são as características específicas identificáveis dos eventos iniciadores, das falhas dos IROFS, e outros processos falhas de processo que possam afetar a frequência da sequência de acidentes.”.

Somado à descrição acima e o citado na referência na base reguladora U.S NRC (2015a), podemos resumir uma orientação reguladora para categorização das consequências de um evento como se segue:

O risco de consequências elevadas deve ser limitado. Controles de Engenharia e administrativos deverão ser utilizados para manter a probabilidade de ocorrência de eventos altamente improváveis ($P < 1E-5/ano$) ou suas consequências menores que as tidas como elevadas, segundo:

- Eventos de consequências elevadas:
 - Dose aguda para o trabalhador ou total maior dose equivalente efetiva ≥ 100 rem (1Sv);
 - Dose aguda para pessoa do público ou total maior dose equivalente efetiva ≥ 25 rem (0,25 Sv) para qualquer indivíduo fora da área controlada (na definição para o US NRC. Deve-se fazer as correções em relação à legislação de cada país);
 - Uma absorção de 30 mg ou mais de urânio na forma solúvel para qualquer indivíduo fora da área controlada (na definição para o US NRC. Deve-se fazer as correções em relação à legislação de cada país);
 - A exposição química aguda a um indivíduo por material licenciado ou produto produzido à partir de material licenciado que : - possa pôr em perigo a vida de um trabalhador ou que possa causar irreversíveis ou outros sérios e duradouros efeitos à saúde, para qualquer indivíduo fora da área controlada (na definição para o US NRC. Deve-se fazer as correções em relação à legislação de cada país).

O risco de consequências intermediárias deve ser limitado. Controles de engenharia e administrativos deverão ser usados para manter a probabilidade de ocorrência de eventos improváveis ($f < 1E-4/ano$) ou suas consequências as mais baixas segundo:

- Eventos de consequências intermediárias:
 - Nenhum evento de consequência elevada;
 - Dose aguda para o trabalhador ou total maior dose equivalente efetiva de ≥ 25 rem (0,25Sv);
 - Dose aguda ou total maior dose equivalente efetiva de ≥ 5 rem (0,05Sv) para qualquer indivíduo fora da área controlada (na definição para o US NRC. Deve-se fazer as correções em relação à legislação de cada país);
 - A exposição química aguda de um indivíduo por material licenciado ou produto produzido à partir de material licenciado que : - possa causar efeitos temporários leves na saúde, para qualquer indivíduo fora da área controlada (na definição para o US NRC. Deve-se fazer as correções em relação à legislação de cada país).

São propostas também as definições:

- **Eventos Não Críveis**
 - Eventos externos com $f < 1E-6$ /ano;
 - Desvios de processo requerem muitas ações / erros humanos improváveis para os quais não haja razões ou motivos;
 - Desvios de processo para os quais um argumento convincente, baseado em leis físicas, demonstra que eles não são possíveis ou inquestionavelmente extremamente improváveis.
- **Eventos Altamente Improváveis**
 - Protegidos por dupla contingência
 - Índice de probabilidade < -5 ;
 - Frequência $< 1E-5$ /ano;

- **Eventos Improváveis**

- Acompanhados por boa engenharia, controle de equipamentos e meios de produção com medidas de alto grau de gerenciamento;
- Controles administrativos otimizados;
- Índice de probabilidade > -5 e < -4 ;
- Frequência estimada abaixo de $1E-4$ /ano;

Um resumo destes conceitos pode ser visualizado na tabela 5.6.

Tabela 5.6 Matriz de Risco

Fonte: U.S NRC (2014), adaptada

Eventos	Isentos de controles	Consequência Elevada	Consequência intermediária	Consequência baixa
	$<1E-6$ /ano	$<1E-5$ /ano	$<1E-4$ /ano	$>1E-4$ ano
CONSEQUÊNCIA (severidade)	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA			
		Probabilidade Categoria 1 [1]	Probabilidade Categoria 2 [2]	Probabilidade Categoria 3 [3]
	Não Críveis?	Altamente Improvável	Improvável	Não Improvável [Crível]
Categoria 3 (elevada) [3]		Risco Aceitável [3]	Risco não Aceitável [6]	Risco não Aceitável [9]
Categoria 2 (intermediária) [2]		Risco Aceitável [2]	Risco Aceitável [4]	Risco não Aceitável [6]
Categoria 1 (baixa) [1]		Risco Aceitável [1]	Risco Aceitável [2]	Risco Aceitável [3]

Onde a probabilidade de ocorrência é composta pelos dois elementos seguintes :

1. A frequência do evento inicial ocorre apesar das medidas de prevenção;
2. A confiabilidade ou a eficácia das medidas de proteção que protegem contra a progressão do evento até o acidente são os IROFS.
 - a) Controles de engenharia Ativos (AECS);
 - b) Controles de engenharia passivo (PECs);
 - c) IROFS administrativos (treinamentos, capacitações, procedimentos de garantia e/ou controle de qualidade etc.).

Não há, para as instalações do ciclo do combustível, procedimentos e guias de senso comum que proponham os níveis para classificação e tolerabilidade para os riscos inerentes a cada instalação, tal qual o já largamente estudado no campo dos reatores nucleares. O guia NUREG 1.520 (“*Standard Review Plan (SRP) for License Applications for Fuel Cycle Facilities*”, Maio/2014) é o único, e recém emitido, procedimento no campo do licenciamento de instalações do ciclo, dando seguimento ao pioneirismo do órgão licenciador U.S. NRC em relação ao aprofundamento da padronização de metodologias para a ação reguladora. Neste guia, que pretende ser um documento abrangente e integrado que fornece aos analistas ou projetistas orientação através de métodos ou abordagens consagradas, a NRC não substituiu a regulamentação já emitida, um vez às tem considerado como de padronização aceitável para atender às exigências da regulamentação deste órgão. Assim, a conceituação do apêndice A deste guia, e que deu origem à tabela 5.6, aparece como a mais aplicável a ser tomada como referência no projeto ou licenciamento de instalações do ciclo do combustível, dentre elas a da conversão.

Contudo, olhando o processo de licenciamento da planta de conversão da empresa AREVA em sua unidade de produção de UF₄ em Malvesi, França, AREVA (2014, Vol 3, pp 32-38), vemos que uma matriz de risco 5 x 5 foi o padrão utilizado,

para esta que é a unidade em modernização de referência para a nova planta da INB. A Tabela 5.7 apresenta a matriz citada neste relatório.

Tabela 5.7 Matriz de Risco

Fonte: AREVA – COMURHEX II

EVENTO		NÍVEL DE PROBABILIDADE				
		Evento Frequente	Evento Provável	Evento Improvável	Evento muito Improvável	Evento extremamente improvável
NÍVEL DE GRAVIDADE	5	E	D	C	B	A
	4					
	3					
	2					
	1					

Na tabela 5.8 são apresentados os critérios de classificação de riscos.

Tabela 5.8 Classificação de Risco Fonte: AREVA – COMURHEX II

CLASSE DE RISCO	RISCO	MEDIDAS PREVENTIVAS E CORRETIVAS
1	BAIXO	Não é necessário adotar nenhuma medida. Avaliar o custo-benefício de se incluir medidas adicionais no projeto ou no plano de melhorias da área
2	MODERADO MMR- rang 1	Avaliar aplicação de medidas administrativas ou operacionais. Incluir medidas adicionais no projeto ou no plano de melhorias da área
3	MODERADO MMR- rang 2	
4	CRÍTICO	Nível de risco não aceitável. Medidas adicionais preventivas e corretivas deverão ser aplicadas para reduzir o risco

Ou seja, aqueles que não possuem uma regulamentação e procedimentos tão integrados e detalhados, como na estrutura de regulação da U.S. NRC, sempre tendem a

considerar uma faixa de tolerabilidade (classe de risco moderado) ao invés de apenas tipificar como aceitável ou não aceitável, como na tabela 5.7.

5.2.2. Proposta de construção de uma nova matriz de risco

Com base nestas referências e nas Tabelas 5.9 e 5.10 é proposta a seguinte construção para uma matriz básica de riscos para a nova unidade de conversão da INB, bem como demais unidades do ciclo, conforme o estabelecido no item 1.3.1 'b'.

Tabela 5.9 Graus de Frequência

Fonte: U.S NRC (2014) adaptada

GRAU	CONCEITO	HISTÓRICO	FREQUÊNCIA
A- Extremamente Remota	Conceitualmente possível, porém improvável de ocorrer durante a vida útil da instalação	Não há registro desse acidente.	$F < 10^{-6} / \text{ano}$
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.	$10^{-6} / \text{ano} \leq F < 10^{-5} / \text{ano}$
C- Provável	Esperado ocorrer pelo menos 1 vez por ano	Há um registro desta ocorrência por ano.	$10^{-4} / \text{ano} \leq F < 10^{-3} / \text{ano}$
D- Frequente	Ocorre várias vezes por ano	Há mais de um registro desta ocorrência por ano.	$F > 10^{-3} / \text{ano}$

Tabela 5.10 Categoria de Severidade da Consequência

GRAU	CONCEITO [de acordo com órgão ambiental]	DANOS À SAÚDE	DANOS AO MEIO AMBIENTE	DANOS MATERIAIS E ECONÔMICOS	DANOS À IMAGEM
I LEVE	Nenhum dano ou dano não mensurável.	Ferimentos leves, sem atendimento o médico.	Sem impactos significativos. Geração de pequena quantidade de rejeito que pode ser reprocessado.	Sem parada da produção ou pequena indisponibilidade da produção (de 1 à 4 horas). Sem danos a equipamentos.	Pode haver reclamação do cliente.

<p align="center">II MARGINAL</p>	<p align="center">Danos irrelevantes ao meio ambiente e à comunidade externa.</p>	<p>Ferimentos leves, com atendimento médico.</p>	<p>Poluição temporária e confinada ao interior da instalação. Possibilidade de odor ou ruído fora da instalação.</p>	<p>Pode haver parada da produção. Comprometimento da qualidade do produto. Danos a equipamentos menores. Média indisponibilidade de produção (1 a 2 dias).</p>	<p>Pequeno impacto para o cliente.</p>
<p align="center">III CRÍTICO</p>	<p>Possíveis danos ao meio ambiente devido a liberações de substâncias químicas tóxicas ou inflamáveis, alcançando áreas externas à instalação. Pode provocar lesões de gravidade moderada na população externa ou impactos ambientais com reduzido tempo de recuperação.</p>	<p>Ferimentos graves com afastamento. É possível haver necessidade e de abandono da instalação.</p>	<p>Poluição no exterior da instalação.</p>	<p>Parada da produção com produto fora da especificação. Danos a equipamentos importantes. Grande indisponibilidade da planta.</p>	<p>Impacto para o cliente. Afeta a imagem da empresa.</p>
<p align="center">IV CATASTRÓFICO</p>	<p>Impactos ambientais devido a liberações de substâncias químicas tóxicas ou inflamáveis atingindo áreas externas às instalações. Provoca mortes ou lesões graves na população externa ou impactos ao meio ambiente com tempo de recuperação elevado.</p>	<p>Morte ou invalidez. Abandono da planta e evacuação de áreas próximas.</p>	<p>Poluição importante e durável ao exterior da planta. Requer medidas de remediação e recuperação.</p>	<p>Parada da produção e produto fora de especificação. Danos a equipamentos importantes.</p>	<p>Grande impacto para o cliente. Afeta a reputação da empresa e a perenidade do produto/projeto.</p>

Fonte: Mantida a tabela 5.3 conforme CETESB (2011) (complementado) e norma ABNT (2009) adaptada.

Ou seja, na forma de escala de cores, mantidos os critérios de classificação da tabela 5.5:

Tabela 5.11 Matriz de Risco para o projeto INB

FREQUÊNCIA					
SEVERIDADE		A	B	C	D
	I	1	1	1	2
	II	1	2	2	2
	III	2	2	3	3
	IV	2	2	3	3

Fonte: Com origem nas tabelas 5.5, 5.9 e 5.10.

6. ANÁLISE DE CONFORMIDADE COM A CONCEITUAÇÃO RIDM E DISCUSSÕES EM RELAÇÃO À “INSIGHT’S” DETERMINÍSTICOS E PROBABILÍSTICOS

Em relação ao processo de tomada de decisões regulatórias, a abordagem baseada em informação do risco representa uma filosofia segundo a qual os resultados e decisões decorrentes da avaliação de risco são considerados, juntamente com outros fatores para estabelecer requisitos que melhor atendem em questões relacionadas com o projeto e operação das plantas do que somente o nível de segurança segundo a ótica de impactos (consequência) dos eventos e à saúde do público. A abordagem com informação do risco amplia e melhora o tratamento determinista (Frutoso e Melo, et al, 2014), porque:

- a) Permite a consideração explícita de uma ampla gama de mudanças para a segurança;
- b) Fornece justificativa para priorizar essas mudanças com base no risco, experiência operacional e / ou julgamento de engenharia;
- c) Facilita a consideração de uma ampla gama de recursos para apoiar estas mudanças;
- d) Identifica e descreve as fontes de incerteza na análise; e
- e) Leva a tomada de decisão adequada, fornecendo um mecanismo para testar a sensibilidade dos resultados a um conjunto de pressupostos.

Onde aplicável e apropriado, uma abordagem regulatória com informações sobre o risco pode ser usada para reduzir o conservadorismo excessivo da abordagem determinista, ou pode ser utilizada para identificar áreas com insuficiente prevenção, em análises determinísticas, e proporcionar as bases, requisitos ou ações regulatórias adicionais. O tratamento das incertezas é também outro caminho que deve ser implementado para redução do conservadorismo da abordagem determinística (Modarres,2008).

Como visto no capítulo 3, a abordagem com informação do risco está situada entre a abordagem baseada no risco (probabilística) e no tratamento puramente determinístico (consequências). Em qualquer caso dentro desta faixa de ação, o conceito de defesa em profundidade continua a ser o princípio básico da prática regulatória, IAEA (2011). As conclusões e decisões decorrentes da avaliação de risco podem fazer os elementos de defesa em profundidade mais claros, devido à abordagem quantitativa (através de análises probabilísticas de segurança). Assim, a determinação qualitativa dos perigos, a determinação dos riscos, o conhecimento das estratégias, critérios, providências e estruturação das diversas soluções de engenharia ou administrativas para combatê-los ou minimizar seus efeitos no caso de ocorrência, são as características fundamentais onde um bom projeto de engenharia pode comprovar que sob uma avaliação regulatória usando o conceito de informação de risco o projeto se demonstra robusto e adequado ao atendimento dos requisitos de norma. A Figura 3.2 apresenta e exemplifica os fluxos de integração da abordagem determinística com a probabilística dentro da conceituação RIDM.

A avaliação qualitativa dos riscos da nova unidade de Conversão da INB foi determinada inicialmente como o apresentado nas tabelas 5.2 a 5.5. A matriz de risco proposta foi apresentada na tabela 5.11 conforme os critérios estabelecidos nas tabelas 5.9 e 5.10. A reclassificação dos riscos em conformidade com a nova matriz de risco apresentou um enquadramento com apenas uma alteração; o item 32 da Tabela ‘C2’ do Anexo ‘C’, passou a ser classificado como de moderado para crítico segundo a Tabela 5.5. A verificação da coluna Prevenção / Mitigação da Tabela ‘C2’ do Anexo ‘C’ contra os conceitos RIDM apresentados no capítulo 3 fornece a conformidade do projeto em relação a estes, quando considerados os riscos críticos até a coluna B e linha III, atendendo à alínea ‘e’ do subitem 1.3.1 da metodologia. A tabela 6.1 apresenta os eventos selecionados da Tabela ‘C2’ do Anexo ‘C’ conforme estas premissas:

Tabela 6.1 Verificação de itens em relação a Matriz de Risco para o projeto INB

	Coluna	B	C	D
Itens da Tabela ‘C2’	III	3, 4, 7, 13, 33, 34	32	-
	IV	19, 35	-	-

Segundo o item 3.2 que trata dos conceitos do RIDM: “...os componentes básicos de risco, probabilidade e consequência são baseados num grande conhecimento, ou de dados práticos a partir da experiência, ou derivados de uma análise estruturada formal, numa análise probabilística de segurança (APS). ...”. Atendo-nos aos dois primeiros conceitos, uma vez que ainda não é possível proceder a uma APS, devido a fase do projeto, podemos identificar que todos os itens identificados na tabela 6.1 (considerando-se a coluna Prevenção / Mitigação da Tabela ‘C2’ do Anexo ‘C’) satisfazem aos primeiros critérios do RIDM acima citados e ainda conferem:

- Defesa em Profundidade
 - ✓ Barreiras e Níveis
 - ✓ Diversidade e Redundância dentro de um conjunto de sistemas de segurança
 - ✓ Diversidade de Meios para Implementação das Funções de Segurança
- Margens de Segurança
- Conformidade Regulatória
- Monitoramento de Desempenho
- Considerações Organizacionais (FCS)
- Experiência Operacional (através também de acordos com a AREVA)

Por outro lado, mesmo se incluirmos na premissa original de análise os itens referidos à coluna ‘A’ da tabela 5.11 (Matriz de Risco) para as linhas III e IV (respectivamente itens 8, 12, 14, 15, 17, 18, 22, 23, 37 e 38, da Tabela ‘C2’ do Anexo ‘C’), vimos que os conceitos de RIDM e de defesa em profundidade estão atendidos conforme o citado na coluna Prevenção / Mitigação da Tabela ‘C2’ do Anexo ‘C’. Um dos maiores exemplos da ampliação da defesa em profundidade para mitigação de consequências e redução da probabilidade de danos à pessoa do público é a adoção de contenção em prédio sísmico para sistemas de estocagem e distribuição de AHF e principal de produção do UF₆. A Figura 6.1 apresenta as atuais instalações de produção de hexafluoreto de urânio da AREVA em Pierrelate-França que serão descontinuadas até 2016 (Fonte AREVA). Estas que não apresentam mais todas as características de defesa em profundidade capazes de atender aos atuais de requisitos de licenciamento nuclear, ambiental e de segurança industrial. A Figura 6.2 apresenta a construção de

novas instalações da AREVA no mesmo sítio industrial porém completamente modernizadas para atendimento aos atuais de requisitos de licenciamento nuclear, ambiental e de segurança industrial e, ainda, em conformidade com a conceituação para a RIDM.



Figura 6.1 – Instalações de Pierrelate-França – Comurhex I antes da modificação



Figura 6.2 – Instalações de Pierrelate-França – Comurhex II obras de modificação

Assim, como estamos lidando com as funções de segurança contra dose interna e liberação de compostos químicos danosos IAEA(2010a), para o estudo de caso de uma planta de conversão, juntamos a estes conceitos a determinação de funções críticas de segurança - FCS (Santos, 2014) como citado nas premissas gerais do projeto. As FCS identificadas foram:

1. Abastecimento de AHF;
2. Disponibilidade do sistema de ventilação;
3. Formação de mistura explosiva nas células de flúor;
4. Estanqueidade do reator de chamas / pratos;
5. Estanqueidade dos fornos rotativos;
6. Estanqueidade dos cristalizadores;
7. Estanqueidade da coluna de destilação;
8. Estanqueidade de redes de alimentação de insumos;

Também aqui podemos ver que as medidas citadas na coluna Prevenção / Mitigação da Tabela 'C2' do Anexo 'C' estão em conformidade com as FCS identificadas, o que assegurará que o futuro sistema de monitoração das barreiras de proteção proverá antecipação da identificação de vulnerabilidades, tendendo à deslocar as probabilidades da tabela 5.11 para a esquerda (menores frequências).

Deve ser observado que em relação aos sistemas produtivos de plantas industriais nem sempre é possível ou eficaz como ação preventiva de segurança a redução de inventário de materiais perigosos (tóxicos, inflamáveis e/ou explosivos) ou que gerem dose. Assim, o uso de adequada contenção e redundância de sistemas de monitoração e intertravamento continuam a ser as melhores práticas de prevenção e mitigação de acidentes, considerando as situações adversas de operação anormal e de situações de emergência.

7. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES PARA ESTUDOS POSTERIORES

A metodologia adotada se revelou adequada para a consecução dos objetivos do trabalho, proporcionando a reunião e integração dos conceitos da RIDM, base normativa sugerida para licenciamento e os elementos técnicos do projeto em estudo caso, sendo possível sua aplicação às demais etapas do ciclo do combustível, adaptando-se caso a caso a estrutura de obtenção e crítica de informações de segurança dos projetos como apresentada na Figura 3.2.

Em conformidade com o estudo dos critérios de projeto e das variantes de tabelas para matriz de risco de diversos órgãos de regulação (nacionais e internacionais), e da unidade industrial de referência (em relação a tecnologia de origem comprada pelo Brasil nos anos 80), foi possível propor os critérios e composição de uma matriz de risco para a uso em instalações do ciclo do combustível, incluso assim a nova planta de conversão da INB.

As medidas de prevenção e mitigação estabelecidas no projeto vão de encontro as premissas gerais e objetivos de segurança do projeto, e através de seu confronto com os conceitos do RIDM pode ser evidenciado que conferem robustez e condição para que uma tomada de decisão balanceada entre abordagens determinística e probabilística possa ser viabilizada, tão logo uma APS confirme a gradação dos riscos e adequação das camadas de proteção idealizadas pela equipe de projeto da INB para a unidade considerada no estudo de caso. Neste sentido, é recomendado que tão logo o projeto básico tenha sido concluído, uma APS seja também realizada, e, através das respectivas AQR's, a APR apresentada neste trabalho possa ser revista e uma revisão da Tabela 'C2' possa ser realizada onde aplicável.

A validação dos principais “*insights*” determinísticos quanto a redução das consequências dos eventos deverá também ser verificada pela APS, através de uma análise estruturada quanto a ampliação das medidas de contenção e a adoção de margens de segurança ampliadas (através de múltiplas barreiras de proteção e aumento da redundância para proteção da falha geral de suprimento de energia elétrica). Isto, em contraste com a perspectiva de ganhos substanciais em “*insights*” probabilísticos afetos à inovadora adoção das funções críticas de segurança (FCS).

É recomendado também que a APS considere o disposto na proposta de procedimento regulatório citado em U.S NRC (2014), de maneira que a análise estruturada de segurança possa estar em conformidade com este importante instrumento de verificação da adequação e robustez do projeto e construção de instalações do ciclo combustível, e que está em consonância com a norma nacional, CNEN (2014a), para apresentação dos resultados da análise de segurança de instalações de conversão.

8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ABNT (2000), **Armazenagem de líquidos Inflamáveis e Combustíveis Parte 1: Armazenagem em Tanques Estacionários**, Associação Brasileira de Normas Técnicas, ABNT NBR 7.505-1, Rio de Janeiro, Brasil, 2000;

ABNT (2001), **Ficha de Informações de Segurança de Produtos Químicos – FISPQ**, Associação Brasileira de Normas Técnicas, ABNT NBR 14.725, Rio de Janeiro, Brasil, 2001;

ABNT (2009), **Gestão de riscos — Princípios e diretrizes**, Associação Brasileira de Normas Técnicas, ABNT NBR ISO 31000, Rio de Janeiro, Brasil, 2009;

AREVA (2014), **Volume_3_-_Tome_1_-_Etude_De_Dangers**, AREVA, Narbonne, França, 2011, Disponível em: <http://www.languedoc-roussillon.developpement-durable.gouv.fr/IMG/pdf/VOLUME_3_-_TOME_1_-_ETUDE_DE_DANGERS_RNT_cle7ab1e9.pdf> Acessado em: Fevereiro de 2014.

BENEDICT M., PIGFORD T. H., LEVI H.W., **Nuclear Chemical Engineering**, 2ª ed. USA, McGraw-Hill Book Company, 1981;

CARAMELO A.R.L., **Avaliação de Riscos na Península da Mitrena – Contributos para a Elaboração da Carta de Risco**, Dissertação de M.Sc., Universidade Nova de Lisboa, Lisboa, Portugal, 2010;

CARDOSO E.M., **Apostila Educativa Radioatividade**, CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear, 2013. Disponível em: <<http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/radio.pdf>> Acesso em: Dezembro 2013;

CETESB (2011), **Risco de Acidente de Origem Tecnológica - Método para decisão e termos de referência**, Companhia Ambiental do Estado de São Paulo, CETESB P-4.261, São Paulo, Brasil, 2011;

CNEN (1988), **Transporte de Materiais Radioativos**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NE-5.01, Rio de Janeiro, Brasil, 1988;

CNEN (1997a), **Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NE-1.26, Rio de Janeiro, Brasil, 1997;

CNEN (1997b), **Proteção Contra Incêndio em Instalações Nucleares Do Ciclo Do Combustível**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NE-2.04, Rio de Janeiro, Brasil, 1997;

CNEN (1999), **Qualificação e Atuação de Órgãos de Supervisão Técnica Independente em Usinas Nucleoelétricas e outras Instalações**, CNEN-NE-1.28, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, Brasil, 1999;

CNEN (2002), **Licenciamento de Instalações Nucleares**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NE-1.04, Rio de Janeiro, Brasil, 2002;

CNEN (2011b), **Proteção Física de Unidades Operacionais da Área Nuclear**, CNEN-NE-2.01, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, Brasil, 2011;

CNEN (2013), **Certificação da Qualificação de Supervisores de Proteção Radiológica**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NE-7.01, Rio de Janeiro, Brasil, 2013;

CNEN (2014a), **Modelo Padrão para Relatório de Análise de Segurança de Usinas de Produção de Hexafluoreto de Urânio Natural**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NE-1.11, Rio de Janeiro, Brasil, 2014;

CNEN (2014b), **Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica, inclusas todas as posições regulatórias**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN NE 3.01, Rio de Janeiro, Brasil, 2014;

CNEN (2014c), **Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN NE 8.01, Rio de Janeiro, Brasil, 2014;

CNEN (2014d), **Licenciamento de Depósitos de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação**, Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN NE 8.02, Rio de Janeiro, Brasil, 2014;

CONAMA (1987), **Dispõe sobre a realização de Audiências Públicas no processo de licenciamento ambiental**, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 09, Brasília, Brasil, 1987;

CONAMA (1997), **Dispõe sobre a revisão e complementação dos procedimentos e critérios utilizados para o licenciamento ambiental**, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 09, Brasília, Brasil, 1987;

CONAMA (2006), **Estabelece os Limites Máximos de Emissão de Poluentes Atmosféricos para Fontes Fixas**, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 382, Brasília, Brasil, 2006;

CONAMA (2008a), **Dispõe sobre a classificação e diretrizes ambientais para o enquadramento das águas subterrâneas e dá outras providências**, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 396, Brasília, Brasil, 2008;

CONAMA (2008b), **Dispõe sobre a Classificação dos Corpos de Água e Diretrizes Ambientais para o seu Enquadramento, bem como estabelece as Condições e Padrões de Lançamento de Efluentes (modificação do inciso II do § 4º e a Tabela X do § 5º, ambos do art. 34 da Resolução do Conselho Nacional do Meio Ambiente- CONAMA no 357, de 2005)**, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 397, Brasília, Brasil, 2008;

CONAMA (2011), **Dispõe sobre as Condições e Padrões de Lançamento de Efluentes, Complementa e Altera a Resolução no 357, de 17 de Março de 2005, do**

Conselho Nacional do Meio Ambiente - CONAMA, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 430, Brasília, Brasil, 2011;

CONAMA (2013), **Altera a Resolução CONAMA No 420, de 28 de dezembro de 2009, que Dispõe sobre Critérios e Valores Orientadores de Qualidade do Solo quanto à Presença de Substâncias Químicas e dá outras Providências.**, Conselho Nacional de Meio Ambiente, IBAMA, CONAMA 460, Brasília, Brasil, 2013;

CROW D.A., LOUVAR F., **Chemical Process Safety, Fundamentals with Applications**, Prentice Hall, Upper Saddle River, Nova Iorque, 2011;

DUARTE J.P, FRUTUOSO E MELO P.F., SALDANHA P.L E SOUSA A. L, “**The Role of Risk-Informed Decision Making in the Licensing of Nuclear Power Plants**”, in: AcademyPublish.org – Risk Assessment and Management Publisher, Disponível em: < <http://www.academypublish.org/papers/pdf/469.pdf>> Acessado em: Setembro de 2014;

EPE (2007), **Plano Nacional de Energia 2030**, Empresa de Pesquisas Energéticas – Ministério de Minas e Energia, Rio de Janeiro, Brasil, 2007.

Disponível em: <http://www.epe.gov.br/PNE/20080111_1.pdf> Acesso em: Dezembro de 2013.

EPE (2014), **Plano Decenal de Expansão de Energia 2022**, Empresa de Pesquisas Energéticas – Ministério de Minas e Energia, Rio de Janeiro, Brasil, 2014.

Disponível em: < <http://www.epe.gov.br/Estudos/Documents/PDE2022.pdf> > Acesso em: Setembro de 2014;

HOLLNAGEL E., **Barriers and Accident Prevention**, Ashgate Publishing Limited, Aldershot, Reino Unido, 2004;

IAEA (1996), **Defense in Depth in Nuclear Safety**, International Nuclear Safety Advisory Group IAEA, INSAG-10, Vienna, Austria, 1996;

IAEA (1999), **Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1**, International Nuclear Safety Advisory Group IAEA, INSAG-12, Austria, 1999;

IAEA (2000), **Safety Standard – Requirements**, International Atomic Energy Agency, Specific Requirements – NS-R-1, Vienna, Austria, 2000;

IAEA (2001), **Safety of and Regulations for Nuclear Fuel Cycle Facilities**, International Atomic Energy Agency, TECDOC No. 1221, Vienna, Austria, 2001.

IAEA (2002), **Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities**, International Atomic Energy Agency, TECDOC No. 1267, Vienna, Austria, 2002.

IAEA (2005), **Risk informed regulation of nuclear facilities: Overview of the current status**, International Atomic Energy Agency, TECDOC No. 1436, Vienna, Austria, 2005;

IAEA (2006), **Fundamental Safety Principles**, International Atomic Energy Agency, Safety Fundamentals – SF-1, Vienna, Austria, 2006;

IAEA (2008), **Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities**, International Atomic Energy Agency, Specific Requirements – NS-R-5, Vienna, Austria, 2008;

IAEA (2010a), **Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities**, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide – SSG-5, Vienna, Austria, 2010.

IAEA (2010b), **Licensing Process for Nuclear Installations**, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide – SSG-12, Vienna, Austria, 2010;

IAEA (2011), **A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process**, International Nuclear Safety Advisory Group IAEA, INSAG-25, Vienna, Austria, 2011.

INB (2013), **Relatório de Gestão do Exercício 2012**, Indústrias Nucleares do Brasil, Rio de Janeiro, Brasil, 2013.

KHAN, F.I., ABBASI, S.A., **Major Accidents in Process Industries and an Analysis of Causes and Consequences**, Journal of Loss Prevention in the Process Industries, v. 12, pp. 361-378, 1999.

KONTIĆ D., KONTIĆ B., **Major Introduction of threat analysis into the land-use planning process**, Journal of Hazardous Materials, v. 163, pp. pp. 683-700, 2009.

LAMARSH J.R., BARATTA J.A., **Introduction to Nuclear Engineering**, 2ª edição, Prentice Hall, Nova Jersey, EUA, 2001.

OECD (2005), **The Safety of the Nuclear Fuel Cycle**, Nuclear Energy Agency - Organisation for Economic Co-operation and Development, NEA No. 3588, , Paris, France, 2005;

OECD (2014), **Uranium 2014: Resources, Production and Demand (Red Book)**, Nuclear Energy Agency - Organisation for Economic Co-operation and Development, NEA No. 7209, Paris, France, 2014;

PETROBRÁS (2010), **Técnicas Aplicáveis à Análise de Riscos Industriais**, Petróleo Brasileiro S/A, PETROBRÁS N-2782, Rev. 1, RJ, Rio de Janeiro, Brasil 2010.

SANTOS, F.C., **Elaboração de um Conjunto de Funções Críticas de Segurança para uma Unidade de Conversão de Hexafluoreto de Urânio**, Dissertação de M.Sc., URFJ, RF, Rio de Janeiro, Brasil, 2014.

TSOULFANIDIS N., **The Nuclear Fuel Cycle**, 2ª ed. Illinois, American Nuclear Society, La Grange Park, IL, 2013.

US NRC (1989), **Evaluation of Systems Interactions in Nuclear Power Plants**, United States Regulatory Commission, NUREG 1.140, Washington DC, EUA, 1989;

US NRC (1991), **A Regulatory Analysis on Emergency Preparedness for Fuel Cycle and Other Radioactive Material Licensees**, United States Regulatory Commission, REG GUIDE 1.140, Washington DC, EUA, 1991;

U.S NRC (1998a), **Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook**, United States Regulatory Commission, NUREG/CR-6410, Washington DC, EUA, 1998;

U.S NRC (1998b), **An Approach For Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Testing**, United States Regulatory Commission, REG GUIDE 1.175, Washington DC, EUA, 1998;

U.S NRC (1998c), **An Approach For Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Graded Quality Assurance**, United States Regulatory Commission, REG GUIDE 1.176, Washington DC, EUA, 1998;

U.S NRC (2001), **Integrated Safety Analysis Guidance Document**, United States Regulatory Commission, NUREG/CR-1513, Washington, DC, 2001;

U.S NRC (2002), **An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis**, United States Regulatory Commission, NUREG 1.174 rev-1, Washington, DC, 2002;

U.S NRC (2007), **Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition**, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800, Washington, EUA, 2007;

U.S NRC (2008), **Risk-Informed Decision Making for Nuclear Material and Waste Applications**, United States Regulatory Commission, Framework, Washington DC, EUA, 2008;

U.S NRC (2009), **An Approach For Determining The Technical Adequacy Of Probabilistic Risk Assessment Results For Risk-Informed Activities**, United States

Regulatory Commission, REG GUIDE 1.200 rev 2, Washington DC, EUA, 2009;

U.S NRC (2011a), **Regulatory Analysis Technical Evaluation Handbook**, United States Regulatory Commission, NUREG/BR-0184, Washington DC, EUA, 2011;

U.S NRC (2011b), **An Approach For Plant-Specific, Risk-Informed Decision Making: Technical Specifications**, United States Regulatory Commission, REG GUIDE 1.177, Washington DC, EUA, 2011;

U.S NRC (2012a), **A Proposed Risk Management Regulatory Framework**, United States Regulatory Commission, NUREG-2150, Washington DC, EUA, 2012;

U.S NRC (2012b), **Letter SECY-12-0071 May 7, Rulemaking Issue Final Rule: Domestic Licensing of Source Material - Amendments/Integrated Safety Analysis (RIN 3150-AI50)**, United States Regulatory Commission, Washington DC, EUA, 2012;

U.S NRC (2014), U.S.NRC, **Standard Review Plan for License Applications for Fuel Cycle Facilities, rev.1**, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1520, Washington DC, EUA, 2014;

U.S.NRC (2015a), 10 CFR 70.61, **Performance requirements**, U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC Library - Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part070/part070-0061.html>>

Acessado em: Fevereiro de 2015

U.S.NRC (2015b), 10 CFR 70.62, **Safety program and integrated safety analysis**, U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC Library Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part070/part070-0062.html>>

Acessado em: Fevereiro de 2015.

U.S.NRC (2015c), 10 CFR 70.64, **Requirements for new facilities or new processes at existing facilities**, U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC Library - Disponível em: <<http://http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part070/part070-0064.html>> Acessado em: Fevereiro de 2015.

U.S.NRC (2015d), 10 CFR 70.65, **Additional content of applications**, U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC Library Disponível em: <<http://http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part070/part070-0065.html>> Acessado em: Fevereiro de 2015.

U.S.NRC (2015e), **Risk-Informed Decision making for Nuclear Material and Waste Applications, Framework, rev. 1, 2008**, U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC Library - Disponível em: <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0807/ML080720238.pdf>> Acessado em: Fevereiro de 2015.

ANEXO A

TABELA A1 -MODELO DE PLANILHA DE ANÁLISE DE RISCOS

LOGO	ORGANIZAÇÃO : INB										DATA: dd/mm/aa		
	PROJETO: Estudo de viabilidade de licenciamento ambiental e nuclear da USICON										REV: 0		
	ANÁLISE PRELIMINAR DE RISCOS - APR												
ÁREA:					SISTEMA: USICON								
DOC. DE REFERÊNCIA:													
ITEM	PERIGO	CAUSA	P	EFEITOS	S	MEIOS DE DETECÇÃO E PROTEÇÃO	RISCO			Avaliar Impacto no Lic. (S/N)?	MEDIDAS PREVENTIVAS E CORRETIVAS	RESP.	PRAZO
							B	M	C				

P= Perigo

S=Severidade

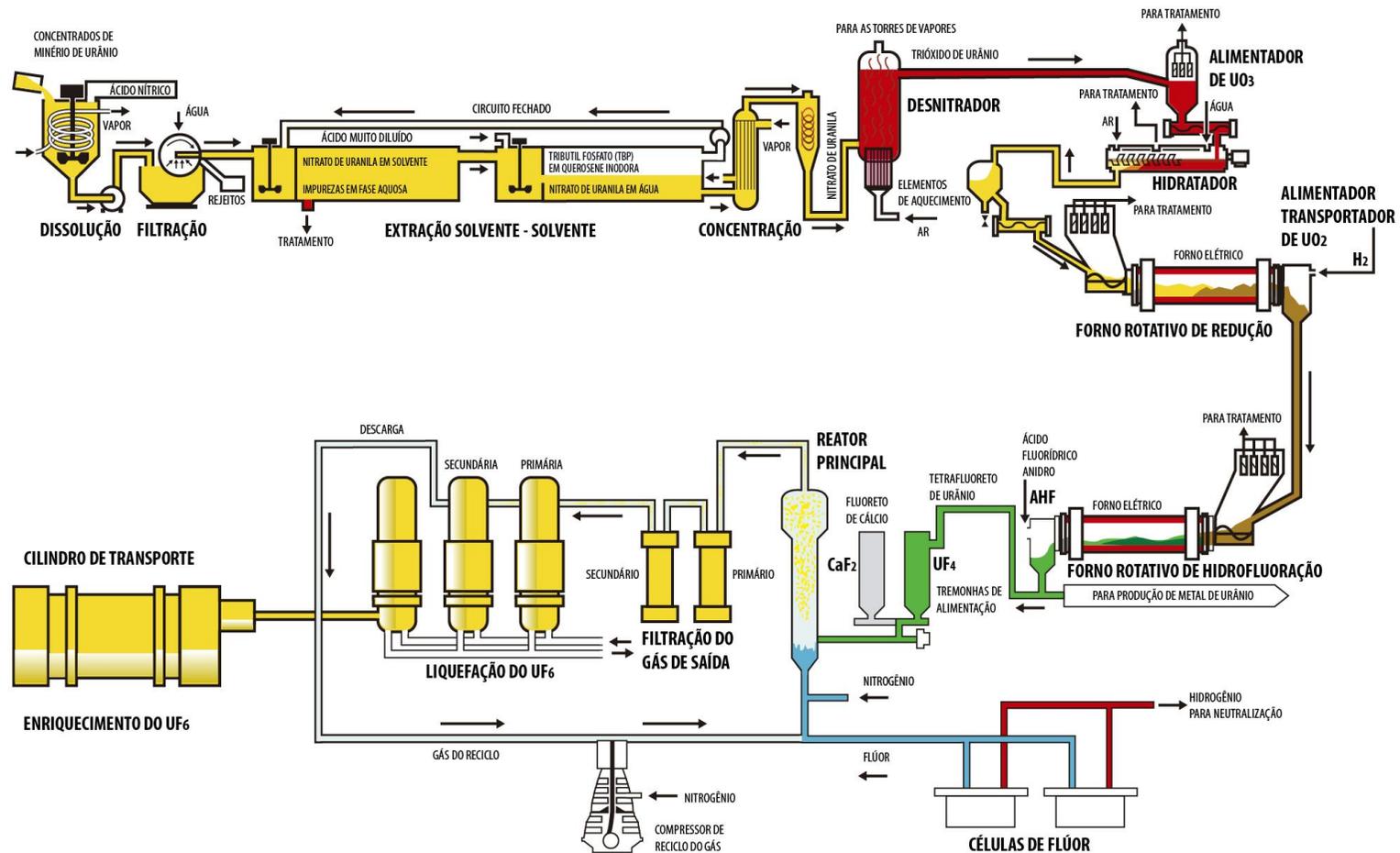
Riscos: B=Baixo

M=Moderado

C=Crítico

ANEXO B

FLUXOGRAMA DE PROCESSO – PRODUÇÃO DO HEXAFLUORETO DE URÂNIO



Fonte: WH Springfieldsfuel (SFL).

ANEXO C

TABELA C1 – SUMÁRIO DE EVENTOS

Fonte: IAEA (2010a)

Área do Processo	Sistemas, Estruturas e componentes importantes para a segurança	Evento	Função de Segurança Inicialmente a ser atacada
Recebimento e armazenamento de anidro HF	Dispositivos de transferência e mangueira flexível; Válvulas de fechamento automático; Tanques refrigerados; dispersores de óleo	Liberação de HF	2
Transferência de HF	Tubulação de Transferência	Liberação de HF	2
Recebimento e armazenamento de NH₃	Dispositivos de transferência e mangueira flexível; Válvulas de fechamento automático; Vasos de Estocagem	Liberação de NH ₃	2
Recebimento de H₂	Dispositivos de transferência e mangueira flexível; Válvulas de fechamento automático;	Explosão	2
Produção de F₂ anidro	Células de eletrólise ; tubulação ; detectores de H ₂	Explosão, liberação de HF e F ₂	2

Recebimento e armazenamento de <i>yellowcake</i>		Tambores de Pó	Liberação de urânio	2
Dissolução , purificação e armazenagem de concentrado (<i>yellowcake</i>)	Dissolução	Reatores de dissolução e instalações para o tratamento de efluentes gasosos	Liberação de urânio e óxidos nitrosos (NOx)	2
	Purificação	- Os detectores de incêndio; - Aparelhos à prova de explosão	Incêndio	2
Recebimento e armazenamento de urânio purificado , por exemplo, urânio reprocessado	Recebimento de nitrato de uranila (urânio enriquecido)	Dispositivo de verificação de conteúdo de ^{235}U	Processamento de urânio além dos limites de segurança	1
	Estocagem Intermediária de nitrato de uranila	Tanque, coletor de respingos, detector de vazamento	Violação de operação do tanque	2
Precipitação de ADU		vasos, filtro, secadores	Liberação de urânio	2
Calcinação		Forno rotativo ou reator de leito fluidizado. Forno de redução ; dispositivos de detecção do monitor H ₂ oxigênio em linha nos quartos. Unidades de tratamento de efluente gasoso. Reator de hidrofluoração; - Recursos para tratamento de efluentes gasosos.	Liberação de urânio	2

Redução		Forno rotativo ou Reator de Leito fluidizado;	Liberação de urânio	2
		Forno de redução ; dispositivos em linha de medição de oxigênio; Medidor de detecção de H ₂ em ambientes.	<ul style="list-style-type: none"> • Explosão • Liberação de pó de urânio; 	2
		Unidades de tratamento de efluente gasoso	Liberação de pó de urânio;	2
Hidrofluoração Via seca		<ul style="list-style-type: none"> • Reator de hidrofluoração; • Instalações para tratamento de efluentes gasosos. 	Liberação de HF	2
		Blindagem	Aumento da taxa de dose	3
Hidrofluoração Via úmida		- Reator de hidrofluoração; - Instalações para tratamento de efluentes gasosos	Liberação de HF	2
Fluoração		-Reator de fluoração; - Lavador para tratamento de efluentes gasosos	Liberação de F ₂ , HF e UF ₆	2

Cristalização e Enchimento de Cilindros		Dispositivo de medição de alta pressão ; cilindro e válvulas; Dispositivo de medição de peso; Detector de nível UF ₆ nos vasos de estocagem intermediária do sistemas de retirada de produto para confirmar a transferência para o interior dos cilindros; Tubulações , vasos e válvulas contendo UF ₆ ; Sistema de detecção de liberação de UF ₆	Liberação de UF ₆ (violação de confinamento): — Cilindro defeituoso leva à violação; — Sobreenchimento; — UF ₆ deixado em linhas de gás de processo levando a liberação de UF ₆ ; — Liberação de UF ₆ líquido.	2
		Vasos e tubulações	Liberação de UF ₆	2
		A detecção de vazamento	Liberação de urânio e HF	2
Manuseio e Estocagem de Cilindros		cilindros de UF ₆	Liberação de urânio e HF	2
		Meios de transporte, guindastes, monovias , etc.	Violação do cilindro; Danos a válvula	2
Recuperação de urânio	Extração por Solventes	Tanque, coletor de respingos, detector de vazamento	Violação do vasos; Derramamento de soluções de material radioativo	2
	Extração por Solventes	Células de mistura ou colunas de extração	Liberação de chamas	2

Estocagem Intermediária de Resíduos não queimados		Blindagem	Blindagem	3
Tratamento de Gases de Exaustão		Aerossol e dispositivos de medição de gás	Liberação de F ₂ , HF e UF ₆	2
		Colunas, tubulações	Liberação de urânio e HF	2
Tratamento de Efluentes Líquidos		Tanques, tubulações	Liberação de urânio e outras impurezas	2
		Dispositivos de medição para as impurezas radioativas e químicas	Liberação de urânio e outras impurezas	2
		Tubo de Exaustão	Liberação de urânio e outras impurezas	2
Prédios		Áreas para atividades nucleares e químicas	Perda de Integridade	2
Tubulações Contendo Água ou soluções		Tubulações	Perda de Integridade	1

TABELA C2 - LISTA DE PERIGOS E CLASSIFICAÇÃO DE RISCO – APR RESUMIDA

Item	Processo	Perigo	Freq.	Sev.	Risco	Prevenção / Mitigação
1	Recebimento, Manuseio e Armazenamento de UO ₃	Derramamento de UO ₃ (Tambores 200l ou embalados até 2,5ton).	A	II	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo às normas básicas de proteção radiológica (Resolução CNEN-06/73). • Constará dos critérios de projeto a instalação de detectores de aerossóis nos prédios onde o UO₃ for manuseado.
2	Dissolução, Filtração e Purificação	Vazamento de HNO ₃ – Vaso de estocagem intermediária ou gases nítricos do processo de Dissolução	B	II	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação com lavadores de gases e recuperação de soluções nítricas. • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suporte. • Constará dos critérios de projeto medição de nível do vaso dosador e dosagem automática de HNO₃.
3		Vazamento TBP (extração)	B	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação dedicado. • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportações. • A área do prédio será classificada como (EX-0) passível de explosão /incêndio. • Implantação de sensores de explosividade e detecção de incêndio.
4		Vazamento Hexano (querosene)	B	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação dedicado. • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportes. • A área do prédio será classificada como (EX-0) passível de explosão

						<p>/incêndio.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Implantação de sensores de explosividade e detecção de incêndio.
5		Vazamento de NTU	B	II	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportações. • Constará dos critérios de projeto medição e controle automático de nível nos vasos de estocagem intermediária.
6	Produção de UO_3	Derramamento de UO_3 (Tambores 200l ou embalados até 2,5ton).	A	II	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo às normas básicas de proteção radiológica (Resolução CNEN-06/73). • Constará dos critérios de projeto a instalação de detectores de aerossóis nos Prédios onde o UO_3 for manuseado.
7		Vazamento de H_2	B	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Detecção de concentração de H_2 com alarme e intertravamento, válvulas de isolamento, medição de pressão de distribuição e intertravamento de rede. • Sistema de exaustão de topo dos prédios, com detecção de concentração de H_2 com alarme e intertravamento.
8		Vazamento de HF (linha de alimentação)	A	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência. • O sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, direcionando os gases para o tratamento geral de emergência. • Constará dos critérios de projeto, conforme CNEN 1.11, o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas.
9		Vazamento de líquido da absorção de gases da	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • piso com revestimento anti corrosivo e descontaminável, tanque coletor. • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes,

		hidrofluoração				<p>bases e suportações.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Constará dos critérios de projeto a adoção de sensores de nível redundantes no tanque coletor e lavadores de gases do sistema de emergência.
10	Redução e Hidrofluoração	Vazamento de UF ₄	B	II	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo às normas básicas de proteção radiológica (CNEN-NE 3.01, 2014). • Constará dos critérios de projeto a instalação de detectores de aerossóis nos prédios onde o UO₃ for manuseado.
11		vazamento de eletrólito KF.2HF	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Uso de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportações. • Constará dos procedimentos operacionais e administrativos da nova unidade, métodos para recolhimento, tratamento e regeneração do eletrólito (ISO 14001, 2004) (OHSAS 18001, 2007)
12		Vazamento de HF (Day-Tanks)	A	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência. • O sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, com captação de AHF líquido e de solução resultante do spray d'água via tanque sump no piso, direcionamento dos gases para o tratamento geral de emergência. • Haverá procedimento automático para recolhimento do produto do tanque coletor e destinação para tanques estacionários de emergência. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014) o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas.
13		Vazamento de H ₂ (células de flúor)	B	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Detecção de concentração de H₂ com alarme e intertravamento, válvulas de isolamento, medição de pressão de distribuição e intertravamento de

	Produção de F ₂ , incluindo a preparação e estocagem de eletrólito					rede. <ul style="list-style-type: none"> • Sistema de exaustão de topo dos prédios, com detecção de concentração de H₂ com alarme e intertravamento.
14		Vazamento de HF (linha de chegada, em canaleta com projeto sísmico)	A	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • A canaleta da linha de HF deve ser sísmica. Linha encamisada dotada de sensor de HF. Parada segura de produção em caso de vazamento de HF. • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência. • O sistema de ventilação comutará preventivamente para o modo de emergência. Sistema de jato d'água e direcionamento de gases serão incorporados ao projeto. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas.
15		Vazamento de F ₂ (células de flúor)	A	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • No caso de detecção de F₂ o sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, direcionando os gases para o tratamento geral de emergência. • Detecção de concentração de HF residual com alarme e intertravamento, válvulas de isolamento, medição de pressão de distribuição e intertravamento de rede. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas.
16		vazamento de KOH	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportes. • Constará dos critérios de projeto que haverá tanque coletor próximo aos lavadores de gases residuais.
17		Vazamento de F ₂ gás.	A	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • No caso de detecção de HF residual no prédio de produção, o sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, direcionando os gases para o tratamento geral de emergência.

						<ul style="list-style-type: none"> • Detecção de concentração de HF residual com alarme e intertravamento, válvulas de isolamento, medição de pressão de distribuição e intertravamento de rede. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas.
18		Vazamento de UF ₆ gás.	A	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • No caso de detecção de HF ou UO₂F₂ no prédio de produção, o sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, direcionando os gases para o tratamento geral de emergência. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas. • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência, sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA
19		vazamento de UF ₆ líquido (12,7ton capacidade do vaso buffer)	B	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • No caso de detecção de HF ou UO₂F₂ no prédio de produção, o sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, direcionando os gases para o tratamento geral de emergência. • Constará dos critérios de projeto que a pressão no prédio de produção é negativa, será construído sob normas de sismicidade (prédio e suportação de equipamentos e linhas), menor dimensão possível das salas, bacia coletora abaixo dos buffers e/ou cristalizadores de UF₆. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas. • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência, sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA
20		derramamento do container de cinzas do reator de chamas	A	II	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo às normas básicas de proteção

						<p>radiológica (CNEN-NE 3.01, 2014).</p> <ul style="list-style-type: none"> • Constará dos critérios de projeto a instalação de detectores de aerossóis nos prédios onde o UO_3 for manuseado.
21	Fluoração, Produção e Amostragem de UF_6	vazamento de liquor da absorção de gases da fluoração	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • piso com revestimento anti corrosivo e descontaminável, coletor. • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportes. • Constará dos critérios de projeto a adoção de sensores de nível redundantes no tanque coletor e lavadores de gases do sistema de emergência. • Deverá ser previsto procedimento para recolhimento do produto do tanque coletor e destinação final adequada e segura.
22		vazamento de UF_6 líquido durante amostragem	A	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • No caso de detecção de HF ou UO_2F_2 no prédio de produção, o sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, direcionando os gases para o tratamento geral de emergência. • Constará dos critérios de projeto que a pressão no prédio de produção é negativa, será construído sob normas de sismicidade (prédio e suportação de equipamentos e linhas), menor dimensão possível das salas, bacia coletora abaixo dos buffers e/ou cristalizadores de UF_6. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas. • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência, sistema de ventilação com filtros especiais do tipo HEPA
23		vazamento de HF do isotanque (20,0 t)	A	IV	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • O de projeto conceitual estabelece que os caminhões deixarão os isotanques estarão em baias estanques em prédio sísmico, com ventilação e temperatura controladas, rede de exaustão de emergência e sistema de Spray d'água. • válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores

	Armazenamento de Produtos Químicos, incluso estocagem de AHF					<p>de HF e CFTV, tratamento geral de emergência.</p> <ul style="list-style-type: none"> • O de projeto conceitual estabelece haverá corredor isolado para manobras de válvulas com sensor de HF na caixa de manobras e sensores de HF em cada baia. • O sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, com captação de AHF líquido e de solução resultante do spray d'água via tanque coletor no piso, direcionamento dos gases para o tratamento geral de emergência. • Constará dos critérios de projeto a adoção de sensores de nível redundantes no tanque coletor e lavadores de gases do sistema de emergência. • Haverá procedimento automático para recolhimento do produto do tanque coletor e destinação para tanques estacionários de emergência. • O projeto conceitual estabelece a instalação de canhões de água próximo aos isotanques para abatimento da nuvem tóxica de HF, acionado local e remotamente. • Haverá redundância de sistemas de alimentação de energia elétrica. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas
24		vazamento de produto químico na área de tancagem (ácidos, álcalis, inertes)	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Uso de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportações • O projeto conceitual estabelece o uso de canaletas coletoras de emergência, cisternas para armazenamento inetermediário de material coletado, ponto fixo de descarga de caminhões.
25		vazamento de amônia liquefeita anidra (caso implantada em alternativa de	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Utilização de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportações • O projeto conceitual estabelece o uso de canaletas coletoras de emergência, cisternas para armazenamento inetermediário de material

		processo)				<p>coletado, ponto fixo de descarga de caminhões.</p> <ul style="list-style-type: none"> • A estocagem será realizada em local semiaberto e coberto, com sistema de spray d'água para abatimento de nuvem. • Detecção de concentração de NH₃ residual com alarme e intertravamento, válvulas de isolamento, medição de pressão de distribuição e intertravamento de rede. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas.
26	Tratamento de Efluentes Geral e Especial	Descarte do rejeito sólido das colunas de lavagem de emergência	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Constará dos procedimentos operacionais e administrativos da nova unidade, métodos para recolhimento, tratamento e regeneração de rejeito sólido (ISO 14001, 2004) (OHSAS 18001,2007)
27		vazamento de liquor da absorção de gases	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • Piso com revestimento anti corrosivo e descontaminável, tanque coletor. • Uso de diques de contenção. Proteção química de pisos, paredes, bases e suportações. • Constará dos critérios de projeto a adoção de sensores de nível redundantes no coletor e lavadores de gases do sistema de emergência. • Deverá ser previsto procedimento para recolhimento do produto coletor e destinação final adequada e segura.
28		vazamento de efluente contaminado com urânio na área de tratamento de efluentes especiais	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece o uso de bacias/ diques de contenção sob projeto de fundações sísmicas, uso de tanque coletor, com revestimento anticorrosivo e descontaminável, base do piso com tratamentos especiais e aplicação de manta impermeabilizante. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo às normas básicas de proteção radiológica (CNEN-NE 3.01, 2014).

29		vazamento de efluente contaminado com urânio na transferência	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece o uso de bacias/ diques de contenção sob projeto de fundações sísmicas, uso de tanque coletor, com revestimento anticorrosivo e descontaminável, base do piso com tratamentos especiais e aplicação de manta impermeabilizante. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo as normas básicas de proteção radiológica (CNEN-NE 3.01, 2014).
30		vazamento de rejeito líquido	B	I	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece o uso de bacias/ diques de contenção, uso de tanque coletor, com revestimento anticorrosivo e lavável, base do piso com tratamentos especiais e aplicação de manta impermeabilizante. • Constará dos procedimentos operacionais e administrativos da nova unidade, métodos para recolhimento, tratamento e descarte de efluente líquido sob liberação por análise (ISO 14001, 2004) (OHSAS 18001,2007)
31		vazamento de efluentes líquidos tratados durante recalque para o corpo receptor	B	II	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece o uso de bacias/ diques de contenção, uso de tanque coletor, com revestimento anticorrosivo e lavável, base do piso com tratamentos especiais e aplicação de manta impermeabilizante. • Emissão envelopado dotado de caixas de acumulação para redução de inventário em caso de derramamento por rompimento de linha. • Constará dos procedimentos operacionais e administrativos da nova unidade, métodos para recolhimento, tratamento e descarte de efluente líquido sob liberação por análise (ISO 14001, 2004) (OHSAS 18001, 2007).
32		Queda Geral de Energia	C	III	Moderado (reclassifica do para crítico)	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece que todos os IROFS de apoio ao processo e os equipamentos e meios que compõem o sistemas de governança de emergência possuirão fontes de alimentação elétrica por grupos de geradores redundantes e rotas independentes de alimentação. • Equipamentos “No Break”, inversores e bancos de baterias também alimentarão os sistemas de Instrumentação, controle de processo e

						<p>automação para permitir parada segura e mínima monitoração dos sistemas operacionais e de segurança em situações de emergência.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Implantação de subestação de alta tensão com redundâncias nos sistemas proteção à interconexão com a rede da concessionária, bem como dos transformadores de entrada.
33	Sistemas que podem causar acidentes de causa comum	Falta de ar comprimido de serviço e/ou de processo por efeito dominó da queda de energia	B	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Implantação de sistemas estáticos de comutação rápida com os sistemas evaporativos de tanques de nitrogênio líquido, estrategicamente posicionados juntos aos vasos pulmão de distribuição de ar comprimido.
34		Falta de água para o sistema de abatimento de nuvem para os eventos de vazamento de HF das baias de estocagem e da estocagem de amônia anidra (NH ₃) [caso implantada]	B	III	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • Implantação de dispositivos de coleta, tratamento, estocagem e bombeamento de água de chuva, compondo a segunda reserva técnica. • Implantação de boia de captação de água da Represa do Funil, dotada de bombeamento por motobomba, com operação manual e remota, compondo a terceira reserva técnica.
35		Falha dos Sistemas de Ventilação no prédio de produção de HF, no prédio de purificação de concentrado e no prédio de	A	IV	Catastrófico	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece que todos os IROFS de apoio ao processo e os equipamentos e meios que compõem o sistemas de governança de emergência possuirão fontes de alimentação elétrica por grupos de geradores redundantes e rotas independentes de alimentação. • Equipamentos “No Break”, inversores e bancos de baterias também alimentarão os sistemas de Instrumentação, controle de processo e automação para permitir parada segura e mínima monitoração dos sistemas operacionais e de segurança em situações de emergência.

		produção de UF ₆				<ul style="list-style-type: none"> • Implantação de subestação de alta tensão com redundâncias nos sistemas proteção à interconexão com a rede da concessionária, bem como dos transformadores de entrada. • Implantação de nível de redundância de equipamentos de ventilação de maneira a que a disponibilidade em situação de emergência seja garantida.
36	Estocagem de H ₂ , pátio de inservíveis e DIRBA (Depósito Inicial de Rejeito de Baixa Atividade)	vazamento de H ₂ seguido de incêndio e/ou explosão se houver ignição.	B	IV	Moderado	<ul style="list-style-type: none"> • A área do prédio será classificada como (EX-0) passível de explosão/incêndio. • Implantação de sensores de explosividade e detecção de incêndio. • sistema de spray de água (DELUBE) de acionamento automático, local e remoto. • Adoção de gatilho térmico (“tubing” plástico) para o ar de comando de válvulas automáticas de isolamento (tipo ar para abrir e com retorno por mola). • Posicionamento do pátio de carretas > que 25m do prédio de produção e >50m da estocagem de AHF ou amônia anidra.
37		derramamento de rejeito de baixa atividade no DIRBA (máx. 30 operações/ano).	A	II	Baixo	<ul style="list-style-type: none"> • O projeto conceitual estabelece o uso de bacias/ diques de contenção sob projeto de fundações sísmicas, uso de tanque coletor, com revestimento anticorrosivo e descontaminável, base do piso com tratamentos especiais e aplicação de manta impermeabilizante. • Procedimentos operacionais e administrativos, métodos de proteção a exposições ocupacionais, atendendo às normas básicas de proteção radiológica (CNEN-NE 3.01, 2014). • Piso impermeável e descontaminável, cabine de descontaminação com captação de líquidos.
				A	IV	moderado

38		vazamento de HF da estocagem do centro de apoio à produção (Estimada em 1m ³)			<ul style="list-style-type: none"> • Válvulas de isolamento, medição de pressão e intertravamento, sensores de HF e CFTV, tratamento geral de emergência. • O de projeto conceitual estabelece haverá corredor isolado para manobras de válvulas com sensor de HF na caixa de manobras e sensores de HF na baia. • O sistema de ventilação comutará para o modo de emergência, com captação de AHF líquido e de solução resultante do spray d'água via tanque coletor no piso, direcionamento dos gases para o tratamento geral de emergência do centro de apoio à produção. • Constará dos critérios de projeto a adoção de sensores de nível redundantes no tanque coletor e lavadores de gases do sistema de emergência. • Haverá procedimento automático para recolhimento do produto do coletor e destinação para tanques estacionários de emergência. • O projeto conceitual estabelece que a instalação de canhões de água próximo aos isotanques para abatimento da nuvem tóxica de HF, acionado local e remotamente. • Haverá redundância de sistemas de alimentação de energia elétrica. • Constará dos critérios de projeto, conforme (CNEN-NE 1.11, 2014), o acesso restrito e controlado e máximo de operações remotas. • No caso de detecção de HF na planta piloto, o sistema de ventilação comutará para o modo de emergência,
----	--	----------------------------------------------------------------------------------------------	--	--	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

Nota:

- 1- Os riscos inerentes às atividades básicas de transporte de matéria-prima e insumos, fora dos limites de propriedade da INB, não foram incluídos neste estudo.