



ESTABELECIMENTO E PRIORIZAÇÃO DE FATORES RELEVANTES PARA A  
SEGURANÇA DE INSTALAÇÕES DO CICLO DO COMBUSTÍVEL EXCETO O  
REATOR ATRAVÉS DA AVALIAÇÃO DA DINÂMICA DE ARQUÉTIPOS

Anna Letícia Barbosa de Sousa

Tese de Doutorado 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 Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientador :Prof. Paulo Fernando Ferreira  
Frutuoso e Melo

Rio de Janeiro  
Março de 2012

ESTABELECIMENTO E PRIORIZAÇÃO DE FATORES RELEVANTES PARA A  
SEGURANÇA DE INSTALAÇÕES DO CICLO DO COMBUSTÍVEL EXCETO O  
REATOR ATRAVÉS DA AVALIAÇÃO DA DINÂMICA DE ARQUÉTIPOS

Anna Letícia Barbosa de Sousa

TESE 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 DOUTOR EM CIÊNCIAS EM  
ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

---

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

---

Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

---

Prof. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

---

Prof. Enrique Andrés López Droguett, Ph.D.

---

Prof. Luiz Antonio Ribeiro da Rosa, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL  
MARÇO DE 2012

Sousa, Anna Letícia Barbosa

Estabelecimento e Priorização de Fatores Relevantes para a Segurança de Instalações do Ciclo do Combustível Exceto o Reator através da Avaliação da Dinâmica de Arquétipos / Anna Letícia Barbosa de Sousa. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2012.

XVIII, 291 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2012.

Referências Bibliográficas: p. 240-245.

1. Dinâmica de Sistemas. 2. Ciclo do Combustível Nuclear. I. Melo, Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

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

ESTABELECIMENTO E PRIORIZAÇÃO DE FATORES RELEVANTES PARA A  
SEGURANÇA DE INSTALAÇÕES DO CICLO DO COMBUSTÍVEL EXCETO O  
REATOR ATRAVÉS DA AVALIAÇÃO DA DINÂMICA DE ARQUÉTIPOS

Anna Letícia Barbosa de Sousa

Março/2012

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho estabelece e prioriza fatores relevantes para a segurança das instalações do ciclo do combustível a fim de modelar, analisar e projetar a segurança como um sistema físico, empregando-se, de forma inovadora, modelos sistêmicos. Parte-se do princípio que, devido às especificidades das instalações do ciclo, os modelos que usam adaptações de metodologias para reatores nucleares não funcionarão adequadamente.

Utilizando-se os fundamentos da teoria dos sistemas, a partir dos quatro níveis do pensamento sistêmico e da escolha de oito fatores sociotécnicos, foi construído um modelo mental para o gerenciamento da segurança no contexto do ciclo do combustível nuclear. Deste modelo conceitual, foram construídos arquétipos de segurança no intuito de identificar e destacar os processos de mudança e tomada de decisões que permitem que o sistema migre para um estado de perda da segurança. A partir dos arquétipos, foram elaborados diagramas de estoque e fluxos, cujos comportamentos foram avaliados através da dinâmica de sistemas.

Os resultados das análises realizadas com o modelo para simular o comportamento dinâmico das variáveis (fatores sociotécnicos) indicam que a dinâmica de sistemas é uma ferramenta adequada e eficiente para a modelagem da segurança como uma propriedade emergente, conforme esperado.

Através do modelo elaborado foi possível visualizar que ações visando à melhoria da condição de segurança, tanto da organização operadora como da reguladora, obtiveram melhores resultados. Com isso, foi possível otimizar a alocação de recursos e o processo de tomada de decisão.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.)

ESTABLISHMENT AND PRIORITIZATION OF RELEVANT FACTORS TO THE  
SAFETY OF FUEL CYCLE FACILITIES NON REACTOR THROUGH DYNAMICS  
ARCHETYPES EVALUATION

Anna Letícia Barbosa de Sousa

March/2012

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

The present work aims to establish and prioritize factors that are important to the safety of nuclear fuel cycle facilities in order to model, analyze and design safety as a physical system, employing systemic models in an innovative way. This work takes into consideration the fact that models that use adaptations of methodologies for nuclear reactors will not properly work due to the specificities of fuel cycle facilities.

Based on the fundamentals of the theory of systems, the four levels of system thinking, and the relationship of eight sociotechnical factors, a mental model has been developed for safety management in the nuclear fuel cycle context. From this conceptual model, safety archetypes were constructed in order to identify and highlight the processes of change and decision making that allow the system to migrate to a state of loss of safety .

After that, stock and flow diagrams were created so that their behavior could be assessed by the system's dynamics.

The results from the analysis using the model that simulates the dynamic behavior of the variables (sociotechnical factors) indicated, as expected, that the system's dynamics proved to be an appropriate and efficient tool for modeling fuel cycle safety as an emergent property.

*Para meu marido Ubiratan Ramos e minha filha Giovanna Ramos.*

*Para meus pais, Ailton e Eliete Ana que me deram caminho.*

*Para meus irmãos amados.*

## ÍNDICE

	pág
CAPÍTULO I - A Necessidade de Modelar Aspectos Dinâmicos de Sistemas para Lidar com os Sistemas Sócio-técnicos Envolvidos na Segurança do Ciclo do Combustível Nuclear Exceto o Reator	
1.1 - Introdução.....	1
1.2 - Objetivo .....	2
1.3 - Relevância e Originalidade.....	3
1.4 - Organização.....	7
CAPÍTULO II - Aspectos de Segurança das Instalações do Ciclo	
2.1 - O Ciclo do Combustível.....	9
2.1.1 - Mineração e Beneficiamento.....	11
2.1.2 - Conversão.....	15
2.1.3 - Enriquecimento.....	23
2.1.4 - Fabricação de Combustível.....	25
2.2 - Análise Histórica de Acidentes em Instalações do Ciclo do Combustível.....	41
CAPÍTULO III - Origem da Regulamentação de Segurança - Aspectos da Abordagem Determinística	
3.1 - Introdução.....	53
3.2 - A Origem da Utilização dos Métodos Probabilísticos da Regulamentação de Segurança.....	54
3.2.1 - Evolução Histórica da Utilização das Abordagens Com Informação do Risco.....	56
3.2.2 - A Evolução das Metodologias que Utilizam a Informação do Risco no Ciclo do Combustível .....	64
3.3 - O Papel do Governo na Regulamentação de Segurança das Instalações do Ciclo do Combustível .....	68
3.3.1 - Sistemas Reguladores de Diversos Estados.....	70

	pág
CAPÍTULO IV - A Teoria Geral dos Sistemas e a Modelagem da Perda da Segurança pela Dinâmica de Sistemas	
4.1 - Introdução.....	92
4.2 - A Evolução dos Modelos de Acidentes.....	96
4.3 - A Utilização da Abordagem Sistêmica Tendo como Ferramenta a Dinâmica de Sistemas.....	102
4.3.1 - Histórico e Antecedentes do Pensamento Sistêmico.....	103
4.3.2 - Fundamentos da Dinâmica de Sistemas.....	104
4.3.3 - Diagrama de Enlace Causal.....	105
4.3.4 - Diagrama de Fluxo.....	107
4.3.5 - A Linguagem Sistêmica.....	108
4.3.6 - Os Níveis do Pensamento Sistêmico.....	111
CAPÍTULO V - A Necessidade de Uma Nova Abordagem para a Avaliação de Segurança no Processo de Tomada de Decisão Regulador.....	
5.1 - Introdução.....	114
5.2 - A Metodologia.....	116
5.3 - O Modelo Proposto.....	121
5.3.1 - Risco Técnico.....	123
5.3.2 - Alocação de Recursos para Sistemas de Segurança.....	124
5.3.3 - Status dos Sistemas de Segurança .....	124
5.3.4 - Conhecimento de Segurança, Competências e Recursos Humanos.....	125
5.3.5 - Envelhecimento e Manutenção.....	125
5.3.6 - Desempenho da Prática Operacional.....	126
5.3.7 - Esforços e Eficácia dos Sistemas de Segurança.....	127
5.3.8 - Eventos perigosos – Aprendizados e Lições Aprendidas.....	127
5.3.9 - Percepção do Sucesso pelo Alto Nível da Administração.....	129

	pág
CAPÍTULO VI - Metodologia Científica.....	
6.1 - Introdução.....	130
6.2 - Objetivos Específicos.....	130
6.3 Marco Metodológico.....	131
6.3.1 - Tipo e Nível de Pesquisa.....	131
CAPÍTULO VII – Descrição do Processo de Trabalho.....	
7.1 - Introdução.....	140
A Modelagem dos Sistemas – As Metodologias de Modelagem <i>Soft</i> de	
7.2 - Sistemas.....	140
7.2.1 - Elaboração e Validação do Mapa Cognitivo.....	142
7.2.2 - Elaboração do Mapa Estratégico.....	159
7.3 - Hierarquização dos Critérios quanto as Suas Importâncias em Relação	
à Perda da Segurança.....	160
7.3.1 - A Situação a Ser Elicitada.....	161
7.3.2 - O Modo de Comunicação a Ser Utilizado.....	162
7.3.3 - A Técnica de Elicitação.....	162
7.3.4 - O Modo de Resposta.....	162
7.4 - A Visão do Modelo pela Dinâmica de Sistemas.....	178
Elaboração e Validação dos Diagramas de Causa e Efeito – A	
7.4.1 - Dinâmica de Sistemas Qualitativa.....	180
Validação da Fase de Dinâmica de Sistemas	
7.4.2 - Qualitativa.....	190
CAPÍTULO VIII – O Modelo.....	
8.1 - Introdução.....	197
8.2 - Os Modos Fundamentais em dinâmica de Sistemas.....	199
8.2.1 - O Crescimento Exponencial.....	200
8.2.2 - Convergência para um Valor de Referência.....	201
8.2.3 - Oscilações em Torno de um Valor de Referência.....	203

	pág
8.2.4 - Crescimento S.....	203
8.3 - Os Diagramas de Estoque e Fluxo.....	204
8.3.1 - Alocação de Recursos para Segurança.....	205
8.3.2 - Número de Eventos Perigosos.....	207
8.3.3 - Importância da Organização de Segurança.....	210
8.3.4 - Produção.....	211
8.3.5 Eficiência / Eficácia da Organização de Segurança.....	213
8.3.6 Competência e Recursos Humanos.....	216
8.3.7 Risco.....	217
8.4 - Aplicação.....	218
8.4.1 - O Sistema Estudado.....	218
8.5 - Análise de Políticas.....	222
8.5.1 - Melhoria da Importância da Organização de Segurança.....	223
8.5.2 - Melhoria da Eficiência / Eficácia da Organização de Segurança.	227
8.5.3 - Melhoria da Alocação de Recursos.....	232
CAPÍTULO IX – Conclusões e Recomendações.....	
9.1 - Introdução.....	237
9.2 - Conclusões e Recomendações.....	238
Referências Bibliográficas.....	240
Apêndice I.....	246

## LISTA DE FIGURAS

	pág
Figura 2.1 - Ciclo do Combustível Nuclear - Adaptado de WNA World Nuclear Association.....	9
Figura 2.2 - Distribuição das Instalações do Ciclo do Combustível Nuclear para os 10 países com maior número de instalações – Em destaque a posição do Brasil. (Fonte AIEA).....	10
Figura 2.3 - Distribuição das Reservas Mundiais de Urânio (OECD, 2005).....	12
Figura 2.4 - Distribuição da Produção Mundial de Urânio por Companhia (OECD, 1998).....	12
Figura 2.5 - Processos de Extração de Minério – Lixiviação Ácida e Alcalina (adaptado de OECD, 2005).....	14
Figura 2.6 - Processos de Conversão (adaptado de OECD, 2005).....	16
Figura 2.7 - Diagrama com as características dos três processo de reconversão.....	26
Figura 2.8 - Etapas do Processo ADU (OECD, 2005).....	28
Figura 2.9 - Distribuição dos Eventos por Grupo de Causas.....	45
Figura 4.1 - Diagrama de enlace casual (adaptado de Goodman, 1989, p.5) .....	105
Figura 4.2 - Sistema de aquecimento controlado por termostato (adaptado de Goodman, 1989, p. 37).....	107
Figura 4.3 - Diagrama do enlace de balanceamento do controle de uma dor de cabeça.....	109
Figura 4.4 - Exemplo de situação utilizando o arquétipo "Limites do Crescimento" (Senge et alii, 1996, p.123).....	111
Figura 4.5 - Níveis do pensamento sistêmico ilustrados pela metáfora do iceberg.....	112
Figura 5.1 - Estrutura Hierárquica de Controle de Segurança.....	119
Figura 6.1 - Estrutura Hierárquica de Controle de Segurança para Instalações do Ciclo no Brasil.....	139
Figura 7.1 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema desempenho da prática operacional.....	147
Figura 7.2 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema evento perigoso.....	148

	pág
Figura 7.3 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema eficácia/eficiência da organização de segurança.....	149
Figura 7.4 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema envelhecimento e manutenção.....	150
Figura 7.5 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema risco.....	153
Figura 7.6 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema competência e recursos humanos.....	154
Figura 7.7 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema importância da organização de segurança.....	155
Figura 7.8 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema alocação de recursos para segurança.....	157
Figura 7.9 - Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema percepção do sucesso pelo alto nível da administração.....	158
Figura 7.10 - Mapa Estratégico.....	159
Figura 7.11 - Decomposição hierárquica.....	164
Figura 7.12 - Estrutura do problema a ser tratado pelo AHP.....	172
Figura 7.13 - Exemplo de tabela a ser preenchida (Células em verde) com o julgamento do especialista.....	173
Figura 7.14 - Distribuição dos pesos levando em conta a atividade do Especialista.....	177
Figura 7.15 - Mapa estratégico baseado no resultado da elicitação.....	178
Figura 7.16 - Diagrama de Causa e Efeito – Desempenho da Prática Operacional.....	181
Figura 7.17 - Diagrama de Causa e Efeito – Eventos perigosos – Aprendizados e Lições Aprendidas.....	182
Figura 7.18 - Diagrama de Causa e Efeito – Eficiência e Eficácia da Organização de Segurança.....	183
Figura 7.19 - Diagrama de Causa e Efeito – Envelhecimento e Manutenção.....	183
Figura 7.20 - Diagrama de Causa e Efeito – Risco.....	184
Figura 7.21 - Diagrama de Causa e Efeito – Importância da Organização de Segurança.....	185
Figura 7.22 - Diagrama de Causa e Efeito – Conhecimento de Segurança, Competências e Recursos Humanos.....	186

	pág
Figura 7.23 - Diagrama de Causa e Efeito – Segurança no Ciclo do Combustível Nuclear.....	187
Figura 8.1 - Processo de Modelagem como um Ciclo Iterativo.....	198
Figura 8.2 - Processo de Modelagem como um Ciclo Iterativo entre o Mundo Virtual e o Mundo Real.....	199
Figura 8.3 - Crescimento Exponencial – Elaborado baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	200
	pág
Figura 8.4 - Decaimento Exponencial – Elaborado baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	201
Figura 8.5 - Convergência para um valor de referência – Elaborado baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	202
Figura 8.6 - Convergência para um valor de referência (Valor inicial acima do objetivo) – Elaborado baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	202
Figura 8.7 - Convergência para um valor de referência (Valor inicial acima do objetivo) – Elaborado baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	203
Figura 8.8 - Crescimento em S – Elaborado baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	204
Figura 8.9 - Diagrama de Estoque e Fluxos – Alocação de Recursos Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	206
Figura 8.10 - Tabela de Histórico de Fundos Alocados no intervalo de 2005 a 2011. Elaborado pelo utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	207
Figura 8.11 - Diagrama de Estoque e Fluxos – Número de Eventos Perigosos - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	208
Figura 8.12 - Tabela de Histórico de Eventos Perigosos no intervalo de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	209

	pág
Figura 8.13 - Diagrama de Estoque e Fluxos – Importância da Organização de segurança - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	210
Figura 8.14 - Tabela de Histórico de Fator de Importância no intervalo de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	211
Figura 8.15 - Diagrama de Estoque e Fluxos – Produção - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	212
Figura 8.16 - Tabela de Histórico de Produção no intervalo de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	213
Figura 8.17 - Diagrama de Estoque e Fluxos – Eficiência/Eficácia - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	214
Figura 8.18 - Tabela de Histórico de Recomendações Geradas de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	215
Figura 8.19 - Tabela de Histórico de Taxa de Implementação de 2005 a 2011. Elaborado . utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	215
Figura 8.20 - Diagrama de Estoque e Fluxos – Competência e Recursos Humanos - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	216
Figura 8.21 - Tela com resultado de simulação (Vensim PLE for Windows, v.5.9e).....	220
Figura 8.22 - Comportamento dinâmico da variável produção - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	220
Figura 8.23 - Comportamento dinâmico da variável equipe total - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	221
Figura 8.24 - Comportamento dinâmico da variável número de eventos perigosos - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	221
Figura 8.25 - Comportamento dinâmico da variável risco - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	222
Figura 8.26 - Comportamento dinâmico da variável produção – Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	225

	pág
Figura 8.27 - Comportamento dinâmico da variável número de eventos perigosos – Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	226
Figura 8.28 - Comportamento dinâmico da variável risco – Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	226
Figura 8.29 - Comportamento dinâmico da variável Equipe Total– Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	227
Figura 8.30 - Comportamento dinâmico da variável produção – Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	230
Figura 8.31 - Comportamento dinâmico da variável número de eventos perigosos – Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	230
Figura 8.32 - Comportamento dinâmico da variável risco – Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	231
Figura 8.33 - Comportamento dinâmico da variável Equipe Total– Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	231
Figura 8.34 - Comportamento dinâmico da variável Recurso para Segurança – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	234
Figura 8.35 - Comportamento dinâmico da variável Número de Eventos Perigosos – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	234
Figura 8.36 - Comportamento dinâmico da variável Produção – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	235
Figura 8.37 - Comportamento dinâmico da variável Risco – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	235
Figura 8.38 - Comportamento dinâmico da variável Equipe Total – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.....	236

## LISTA DE TABELAS

	pág
Tabela2.1	Principais Perigos Associados à Etapa de Conversão..... 21
Tabela2.2	- Principais Perigos Associados à Etapa de Fabricação de Combustível..... 31
Tabela2.3	- Principais Perigos Associados à Etapa de Processo Cerâmico de Fabricação de Combustível..... 36
Tabela2.4	- Sumarização dos Incidentes por Grupo de Causas e por Tipo de Instalação..... 43
Tabela 2.5	- Sumarização dos Eventos em Função da Quantidade de Radiação Liberada por Tipo de Instalação..... 46
Tabela 2.6	- Sumarização dos Eventos em Função do Número e Tipos de Vítimas por Tipo de Instalação..... 48
Tabela 2.7	- Distribuição dos Incidentes ao Longo das Décadas em Função dos Eventos Finais..... 49
Tabela 2.8	- Distribuição dos Incidentes em Função do Tipo de Instalação pelo Evento Final..... 50
Tabela 2.9	- Distribuição dos Incidentes em Função das Causas..... 51
Tabela 2.10	- Sumarização dos Incidentes em Função das Categorias de Causas..... 52
Tabela 2.11	- Sumarização dos Incidentes em Função das Consequência. 52
Tabela 3.1	- Estudos conduzidos no Japão para plantas de reprocessamento..... 67
Tabela 3.2	- Estudos conduzidos no Japão para plantas de fabricação de combustível..... 67
Tabela 7.1	- EPAS e conceitos para o nível de gestão da produção..... 145
Tabela 7.2	- EPAS e conceitos para o nível gestão da empresa e gestão da operação..... 151
Tabela 7.3	- EPAS e conceitos para o nível Agências reguladoras, congresso, legisladores..... 156

		pág
Tabela 7.4	- Matriz de comparação de elementos par a par.....	165
Tabela 7.5	- Matriz de comparação de elementos par a par para as três alternativas estudadas em relação ao critério alocação de recursos.....	166
Tabela 7.6	- Matriz de comparação paritária para as três alternativas estudadas em relação ao critério alocação de recursos com representação dos pesos.....	166
Tabela 7.7	- Valores de índice de consistência Randômica.....	169
Tabela 7.8	- Escala para comparações (SAATY, 2008).....	170
Tabela 7.9	- Sumarização dos Resultados para as alternativas por Especialistas.....	174
Tabela 7.10	- Sumarização dos Resultados para os critérios por Especialistas.....	175
Tabela 7.11	- Sumarização dos Resultados Condicionados para Reguladores da área nuclear.....	176
Tabela 7.12	- Sumarização dos Resultados Condicionados para Operadores da Área Nuclear.....	177
Tabela 7.13	- Sumarização dos Resultados Condicionados para Reguladores e Operadores de áreas fora a nuclear.....	177
Tabela 7.14	- Correntes Causais por Critério.....	187
Tabela 8.1	- Dados utilizados como dados de entrada (Modelo real).....	219
Tabela 8.2	- Resultados gerados pela simulação realizada com o aplicativo Vensim.....	219
Tabela 8.3	- Definição da Política 1 em relação à base.....	223
Tabela 8.4	- Resultados gerados pela simulação para o período de 2005 a 2016 implementando melhoria na importância da organização de segurança.....	224
Tabela 8.5	- Definição da Política 2 em relação à base.....	228
Tabela 8.6	- Resultados gerados pela simulação para o período de 2005 a 2016 implementando melhoria na eficácia da organização de segurança.....	229
Tabela 8.7	- Definição da Política 3 em relação à base.....	232

	pág
Tabela 8.8 - Resultados gerados pela simulação para o período de 2005 a 2016 implementando melhoria na eficácia da organização de segurança.....	233

## **CAPÍTULO 1**

### ***A NECESSIDADE DE MODELAR ASPECTOS DINÂMICOS DE SISTEMAS PARA LIDAR COM OS SISTEMAS SÓCIO TÉCNICOS ENVOLVIDOS NA SEGURANÇA NO CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR EXCETO O REATOR***

#### **1.1 INTRODUÇÃO**

O objetivo fundamental de todos os órgãos regulamentadores de segurança nuclear é garantir que as instalações nucleares sejam operadas de forma segura e aceitável, incluindo a condução segura do descomissionamento. O regulador deve ter em mente que a responsabilidade pela operação segura de uma instalação nuclear é do operador. A responsabilidade do regulador nuclear é fiscalizar as atividades do operador, a fim de assegurar que a instalação seja operada com segurança.

De importância comparável à eficácia do regulador no sentido de assegurar segurança nuclear é a necessidade de confiança das partes interessadas em sua competência técnica, integridade e bom senso. Assim, as decisões de um órgão regulador devem ser tecnicamente sólidas, transparentes e consistentes de caso para caso, e vista por pelos interessados (observadores) de forma imparcial e justa com todas as partes.

Para cumprir sua responsabilidade em promover a segurança de forma proativa, o regulador dispõe de um conjunto de requisitos legais, que devem ser seguidos pelo operador a fim de operar as instalações em segurança; garantindo a segurança dos materiais nucleares, protegendo o meio ambiente e gerenciando resíduos radioativos e do combustível nuclear com segurança.

A fim de garantir que as atividades estão sendo conduzidas de forma segura, o regulador realiza inspeções nas instalações do operador. Caso o regulador detecte que alguma atividade não atende aos requisitos, este solicita ao operador que tome as ações corretivas necessárias. No decurso de suas atividades de rotina o regulador faz julgamentos sobre a aceitabilidade do nível de segurança das instalações que regulamenta. Para qualquer entidade reguladora uma das questões mais importantes é: "Como posso julgar se as minhas ações estão na verdade, assegurando um nível aceitável de segurança nas instalações nucleares?". E esta não tem sido uma questão fácil de responder.

O regulador conta com diversas fontes de informações de segurança como: relatórios de inspeção, relatórios de experiência operacional, resultados de pesquisas, resultados das revisões periódicas de segurança, análise probabilísticas de segurança, critérios estabelecidos pela Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA, e pelas organizações reguladoras dos países membros. O maior desafio dos reguladores é coletar e analisar estas informações sistematicamente de forma a realizar uma avaliação integrada do nível de segurança e tomar decisões a respeito da sua aceitabilidade.

As entidades reguladoras em todo o mundo têm, nas últimas cinco décadas, feito avaliações baseando-se principalmente na competência, experiência e imparcialidade dos seus funcionários. Durante esse tempo, desenvolveram critérios e normas para guiar os seus inspetores no intuito de alcançar decisões de segurança. Este processo é de certa forma satisfatório. Porém, nas últimas décadas os sistemas de alta tecnologia como aviação, navegação, controle de tráfego aéreo, telecomunicações, plantas de potência nuclear, missões espaciais, indústria química e petroquímica e exploração de petróleo, têm se tornado mais e mais complexos e estão levando a modos de falha associados a conseqüências cada vez mais desastrosas (ZIO, 2009).

Apesar das instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator, doravante chamadas de instalações do ciclo do combustível, serem sistemas bem mais simples que os reatores, atendem ao princípio de defesa em profundidade que, na prática, são camadas sucessivas de proteção, cada uma precavendo-se contra uma possível ruptura da anterior. Estes tipos de defesa são normalmente obtidas por meio de uma mistura de aplicação de *hard* - automatização dos sistemas, barreiras físicas, alarmes, equipamentos de proteção individual, projetos aprimorados dos sistemas, intertravamentos, testes não destrutivos etc., e *soft* – legislação, licenciamento, regras, procedimentos, treinamento, práticas de gestão, certificação e, principalmente, operadores. (OBADIA, 2007).

## **1.2 OBJETIVO**

O objetivo deste trabalho é estabelecer e priorizar fatores relevantes para a segurança das instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator a fim de modelar, analisar e projetar a segurança como um sistema físico, a exemplo da

modelagem apresentada por Leveson (LEVESON ET alii, 2005) a respeito da cultura de segurança da NASA.

Os modelos gerados serão úteis na elaboração e validação de melhorias na gestão da segurança, na avaliação do impacto potencial das mudanças e das decisões políticas, na avaliação do risco, com o objetivo de detectar quando o risco caminha para níveis inaceitáveis, e, na realização de análises da causa raiz.

Para criar os modelos que serão posteriormente avaliados através da dinâmica de sistemas, serão elaborados arquétipos de segurança. Os arquétipos serão usados para identificar e destacar os processos de mudança e tomada de decisões que permitem que o sistema migre para um estado de perda da segurança.

Os arquétipos serão utilizados tanto como ferramenta de diagnóstico como ferramentas prospectivas. As ferramentas de diagnóstico ou ferramentas analíticas podem ser usadas neste contexto para identificar as estruturas subliminares de comportamentos indesejados. Já as ferramentas de síntese podem ser utilizadas para analisar as possíveis conseqüências das decisões indesejadas.

O comportamento destes arquétipos será simulado através da dinâmica de sistemas utilizando dados secundários, ora fundamentados pelos capítulos iniciais deste trabalho, ora levantados através de painéis de especialistas.

### **1.3 RELEVÂNCIA E ORIGINALIDADE**

O risco relativamente baixo, mesmo para os acidentes mais graves, faz com que a segurança nas instalações do ciclo do combustível seja gerenciada com menos critério. Não é incomum encontrar minas com tratamento ambiental inadequado, depósitos sem o cuidado devido e outros problemas similares nos EUA, no Canadá, Rússia e outros países da Europa. O assunto sempre foi tratado com muita desconfiança. Com já dito anteriormente, somente a partir de 2000 foi que a AIEA passou a desenvolver os guias de segurança específicos para esse tipo de instalação (AIEA 2002).

Hoje o processo de licenciamento de instalações do ciclo do combustível é essencialmente determinístico, baseado no conceito do “Máximo Acidente Postulado” do final da década de cinquenta do século passado e nos princípios estabelecidos no período entre 1957 e 1967, época em que foi dada grande importância aos aspectos de projeto de engenharia dentro da segurança. Foi introduzida nesta época a noção de defesa em profundidade; a necessidade de redundância dos equipamentos destinados

às funções de segurança para garantir seu funcionamento mesmo em caso de falha ou dano; e foram identificados os defeitos ou erros que serviram de base para projetar as características de segurança. Eventos externos, como terremotos ou inundações, passaram a ser considerados na concepção e na análise do projeto. Porém, enquanto a maior parte das discussões se centrava sobre o projeto e a qualidade durante a construção, não se prestava atenção suficiente à segurança durante a operação e em relação aos fatores humanos, por exemplo.

A desvantagem destas abordagens é que além de gerarem resultados muito conservativos o que muitas vezes dificulta a sua aplicação como, por exemplo, a definição de dano para o seguro de responsabilidade civil. Outra questão relevante, é que o atendimento aos critérios determinísticos pelos operadores não configuram para o regulador que o operador incorporou uma cultura de segurança e que conhece e gerencia os riscos decorrentes das suas operações e os requisitos para garantia da segurança de uma instalação. A análise de acidentes de instalações com alto risco tecnológico tem demonstrado que a segurança depende não somente de fatores tecnológicos relacionados com a operação de processos industriais, mas também de fatores humanos e organizacionais, justificando a necessidade do gerenciamento da segurança ser parte da estratégia política das organizações ao lado do gerenciamento da qualidade.

É intuitiva a idéia de que com a evolução dos modelos de análise de acidentes do modelo seqüencial para os modelos sistêmicos fica cada vez mais evidente a importância dos fatores humanos e organizacionais na manutenção dos padrões de segurança. Isto é reforçado pela experiência acumulada pela indústria em decorrência dos acidentes, que aponta que fatores organizacionais e humanos têm um papel significativo e nas estatísticas relacionadas com o risco associado à falha de sistemas e com os acidentes, o que vem motivando, desde o final dos anos oitenta, diversos autores a trabalhar no intuito de desenvolver modelos para mostrar a importância do papel do gerenciamento e da organização em atingir e manter um alto nível de segurança. Dentre estas iniciativas podemos citar os seguintes projetos: The sociotechnical pyramid (BELLAMY e GEYER, 1992); PRISMA (Prevention and Recovery Information System for Monitoring and Analysis) (VAN VUUREN, 2000); I-Risk (Interated Risk) methodology (ALE et alii, 1998; BELLAMY et alii., 1999; PAPAZOGLU et alii., 2003); VROM, (MUYSELAAR e BELLAMY, 1994).

As instalações nucleares estão sujeitas aos princípios de defesa de redundância e diversidade. Perrow (PERROW 1999) afirma que a eficácia da

redundância é limitada na redução do risco. A redundância introduz complexidade adicional e favorece o aumento do risco. Perrow fornece muitos exemplos de dispositivos de segurança redundantes ou procedimentos humanos que além de serem ineficazes na prevenção de acidentes, muitas vezes são a causa direta de acidentes. Estas defesas acabam por tornar os sistemas das instalações do ciclo do combustível sistemas com grande complexidade.

A utilização de redundância em sistemas de proteção está entre as abordagens menos eficazes e mais caras no projeto de segurança de um sistema (LEVESON, 1995). As abordagens mais eficazes (e geralmente menos dispendiosas) envolvem a eliminação de perigos ou a redução significativa da sua probabilidade por outros meios como, por exemplo, a substituição de materiais perigosos ou a redução de inventário, redução da complexidade desnecessária, a dissociação, projetos de controle, monitoramento, intertravamentos de vários tipos, etc. As operações podem também ser mais seguras, eliminando e reduzindo o potencial de erro humano.

A exemplo de outros pesquisadores, como Leveson (LEVESON, 2002), aqui nos apropriaremos do pensamento sistêmico para construir um modelo da estrutura de segurança existente e da dinâmica das tomadas de decisão reguladora. O pensamento sistêmico, apesar de ser uma técnica ou abordagem que não possui ineditismo vem retornando algum interesse no meio acadêmico com o aparecimento da aprendizagem organizacional nas últimas duas décadas, muito embora nem todos os modelos de aprendizagem possuam aspectos vinculados ao pensamento sistêmico (ANDRADE, 1999).

Neste contexto, antes que se proponha qualquer mudança no processo regulador do licenciamento e fiscalização é importante entender qual o papel do gerenciamento do risco na cultura de segurança de instalações do ciclo do combustível. Esta compreensão fornecerá subsídios para uma ação reguladora mais eficiente.

Para tanto, a cultura de segurança do ciclo do combustível nuclear exceto o reator será modelada e analisada como um sistema físico. Esta modelagem será útil para projetar e validar melhorias no gerenciamento dos riscos e na cultura de segurança, na avaliação dos impactos potenciais das modificações e decisões políticas, na avaliação do risco, na detecção das situações em que o risco atinge níveis inaceitáveis e na realização de análises de causa raiz. Adicionalmente, a modelagem poderá ser utilizada para determinar as informações mais relevantes para

cada processo de tomada de decisão, no gerenciamento da segurança nuclear das instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator por parte do regulador.

Existem várias tentativas e projetos bem sucedidos de incorporar os fatores humanos e organizacionais na avaliação da perda da segurança. Todos estes projetos e iniciativas têm como objetivo quantificar a dinâmica das relações da organização com a perda da segurança.

## **1.4 ORGANIZAÇÃO**

O capítulo 2 apresenta os aspectos de segurança das instalações do ciclo do combustível. Neste capítulo além da apresentação dos tipos de instalação e dos processos do ciclo do combustível exceto o reator, são apresentados os principais perigos associados à operação nestas instalações. Neste capítulo também é apresentada uma análise histórica dos acidentes ocorridos em instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator. A avaliação da frequência e gravidade de eventos que possam ser precursores de acidentes ocorridos no passado é um dos mais importantes indicadores para um regulador avaliar o nível de segurança em uma instalação ou grupo de instalações

O capítulo 3 trata da regulamentação de segurança e como esta se dá no ciclo do combustível nuclear. Inicialmente, é feita uma apresentação dos aspectos da abordagem determinística e sua evolução para as abordagens que utilizam a informação do risco, tanto para a segurança dos reatores de potência como para as instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator. Neste capítulo é apresentada a importância do papel do governo para a regulação destas instalações e alguns aspectos do escopo regulador em alguns países com instalações nucleares exceto reatores.

No capítulo 4 são apresentados os fundamentos da Teoria Geral dos Sistemas, introduzindo e contextualizando a escolha de uma abordagem sistêmica para o tratamento da segurança em instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator. Neste capítulo são apresentados os fundamentos da dinâmica de sistemas, ferramenta necessária as avaliações propostas.

No capítulo 5 é apresentada uma primeira abordagem da metodologia baseada no estabelecimento de um modelo da estrutura de controle de segurança à luz do proposto por Rasmussen (RASMUSSEN, 1997) para a modelagem de sistemas sócio-técnicos.

No capítulo 6 é apresentada a metodologia científica, os objetivos específicos a serem cumpridos até o fim da tese. São apresentados oito objetivos específicos e as etapas de desenvolvimento do trabalho. Este capítulo se encerra com quatro objetivos específicos cumpridos.

O Capítulo 7 apresenta a descrição e apresentação do processo de trabalho para o cumprimento de três dos quatro objetivos específicos restante. Nesta etapa do

trabalho são apresentadas os fundamentos das metodologias *Soft* de Sistema, que subsidiam a elaboração dos mapas cognitivos, a metodologia utilizada para hierarquizar os critérios, as metodologias *Hard* de Sistemas culminando com a construção dos diagramas de causa e efeito que subsidiarão a elaboração de um modelo.

No capítulo 8, é apresentado um modelo para avaliar a importância e influencia quantitativa de dos critérios trabalhados na fase qualitativa da dinâmica de sistemas. Neste capítulo são apresentados os modos fundamentais de dinâmica de sistemas e os diagramas de estoque e fluxo elaborados para a etapa de simulação. Na etapa de simulação são avaliados o comportamento dinâmico das variáveis no sistema frente ao comportamento das variáveis de entrada e o comportamento das variáveis frente à implantação de políticas de melhoria.

Finalizando no capítulo 9 são apresentadas as principais conclusões e recomendações para trabalhos futuros.

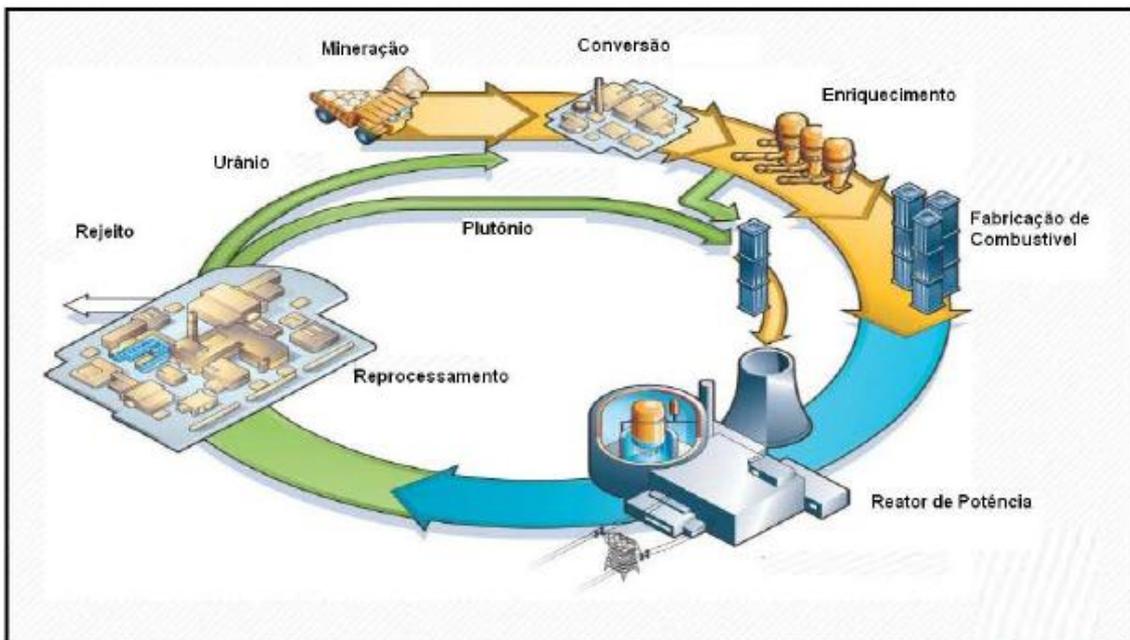
## CAPÍTULO 2

### ASPECTOS DE SEGURANÇA DAS INSTALAÇÕES DO CICLO

#### 2.1 O CICLO DO COMBUSTÍVEL

Existe uma grande variedade de instalações do ciclo do combustível em operação. Estas instalações compreendem: instalações de mineração e beneficiamento, conversão, enriquecimento, fabricação do combustível, reatores, a estocagem do combustível utilizado, reprocessamento, tratamento de resíduos e instalações de disposição de resíduos. Adotaremos a expressão instalações do ciclo do combustível exceto o reator para o subconjunto que compreende as instalações de mineração e beneficiamento, conversão, enriquecimento, fabricação do combustível e reprocessamento.

O ciclo do combustível nuclear inclui uma variedade de processos que utilizam urânio em diferentes formas químicas e físicas. A Figura 2.1, representa um diagrama de fluxo das operações químicas e metalúrgicas que compõem o ciclo do combustível nuclear.



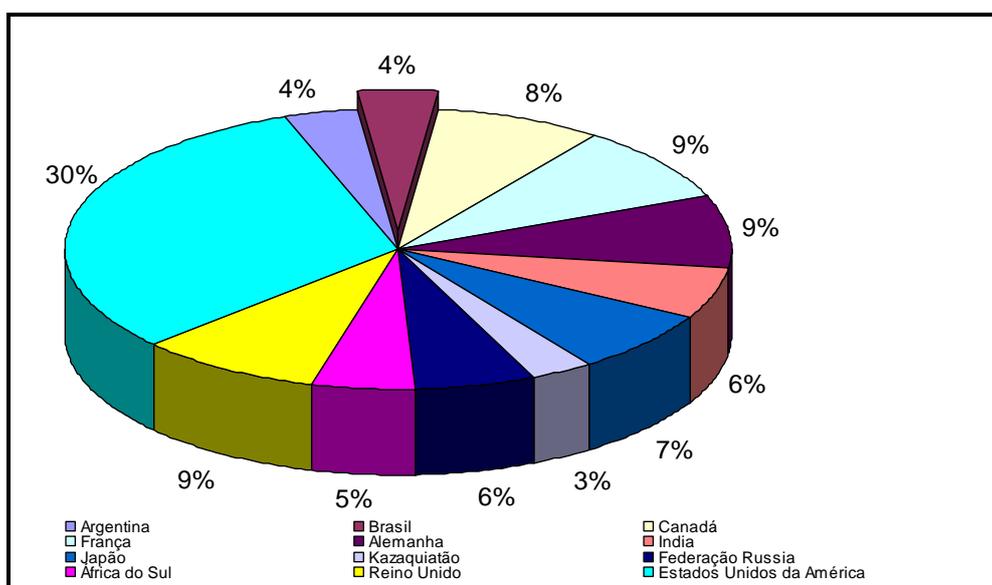
**Figura 2.1:** Ciclo do Combustível Nuclear - Adaptado de WNA World Nuclear Association

O urânio natural é extraído da terra e passa por diversos processos antes de poder ser usado como combustível em um reator nuclear. Seguindo a etapa de mineração, o processo de recuperação (refino), conversão, enriquecimento e fabricação compõem a fase inicial, o *front end*, do ciclo do combustível nuclear. Após ter sido utilizado no reator, este se torna combustível exaurido e a partir daí passa por etapas que incluem a estocagem temporária, reprocessamento, e reciclo antes de uma eventual disposição como rejeito. Estas etapas são a fase posterior do ciclo, conhecida como *back end* do ciclo do combustível.

O combustível exaurido pode ser enviado para uma planta de reprocessamento, onde o urânio residual e o plutônio recentemente produzido são recuperados para a reutilização como combustível. Assim, o reprocessamento é uma instalação onde o óxido de plutônio é misturado com o óxido de urânio para produzir um óxido misto ou o combustível nuclear MOX. O combustível MOX pode então ser irradiado como um combustível fresco em reatores comerciais nucleares. Os processos que compõem o ciclo do combustível nuclear são descritos a seguir.

Deve ser demonstrado que estas instalações são operadas e regulamentadas com o mesmo rigor que as instalações do ciclo do combustível - reatores para reforçar a confiança do público.

A Figura 2.2 apresenta a distribuição de instalações para os 10 países com maior número de instalações.



**Figura 2.2:** Distribuição das Instalações do Ciclo do Combustível Nuclear para os 10 países com maior número de instalações – Em destaque a posição do Brasil. (Fonte AIEA)

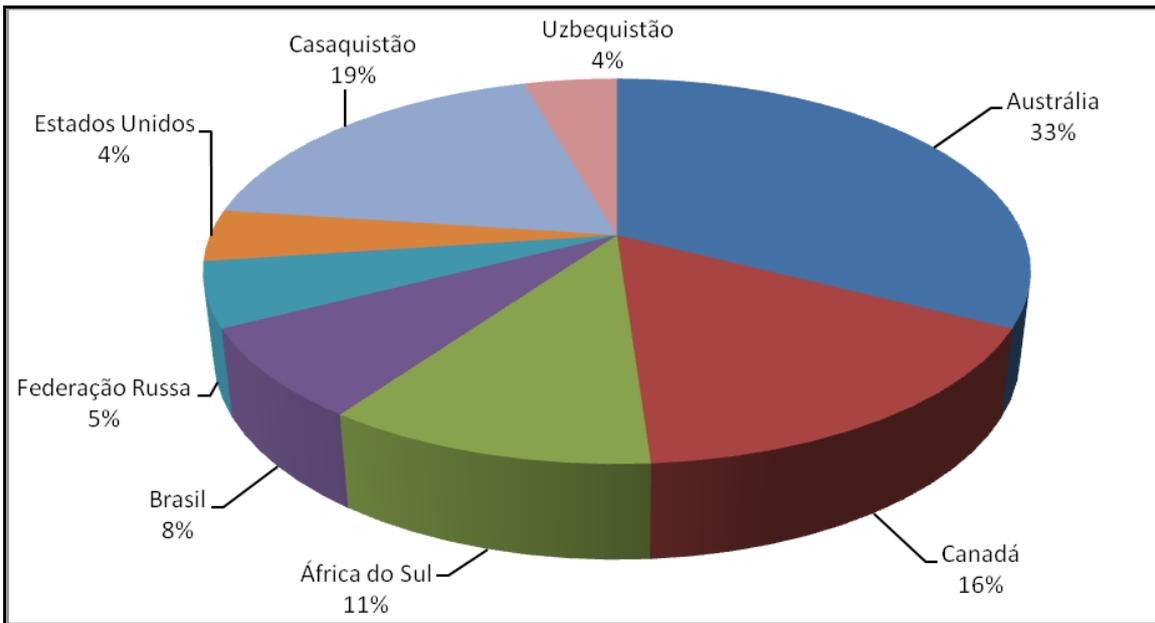
A segurança de instalações do ciclo do combustível gera preocupações específicas. Em particular, essas preocupações incluem: criticalidade, proteção radiológica dos trabalhadores, perigos químicos, perigos de incêndio e explosão. Estes perigos variam de instalação para instalação, dependendo do processo empregado. Contudo, todas as instalações devem ser projetadas e operadas tendo como objetivo eliminar todas as possibilidades de exposição à radiação através de forte controle técnico e administrativo. O gerenciamento do projeto deve assegurar que as estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança tenham características apropriadas, especificações e composição de material para garantir as funções de segurança requeridas. Deve ser dada ênfase ao uso da comprovação de engenharia para as características de segurança na implantação do conceito de defesa em profundidade no projeto da instalação e na operação.

### **2.1.1 Mineração e Beneficiamento**

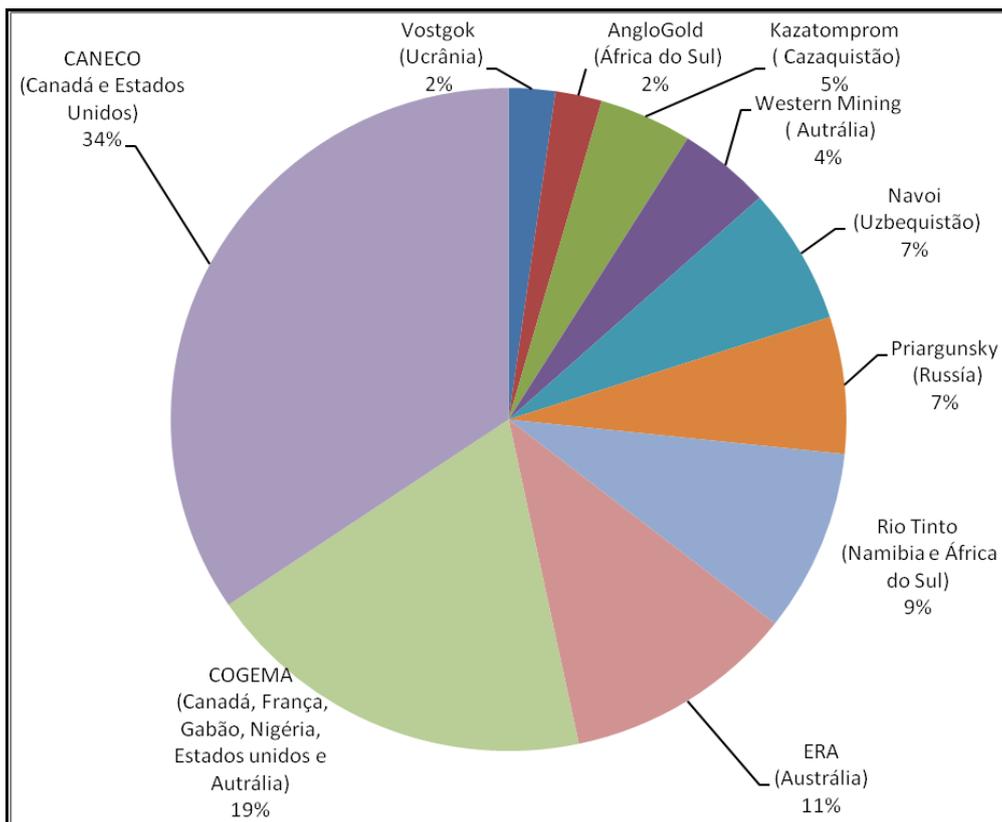
O urânio ocorre na maioria das rochas com concentrações entre 2 e 4 partes por milhão e nos oceanos a uma concentração média de 1,3 parte por bilhão. Concentrações de metal tão baixas quanto 0,1% têm sido extraídas. A mais recente mina que entrou em produção foi a mina da CANECO, MC Arthur River, na Austrália, que possui uma teor médio de 14,3%.

O principal mineral é a uraninita. A Austrália, países da antiga União Soviética e o Canadá contam com 65% das reservas mundiais como é mostrado na Figura 2.3.

Mais da metade da produção de urânio é proveniente das minas da Austrália e do Canadá, com uma produção mundial em 2002 estimada em 36.097 toneladas de urânio. A Figura 2.4 mostra a distribuição da produção mundial por companhia.



**Figura 2.3:** Distribuição das Reservas Mundiais de Urânio (OECD, 2005)



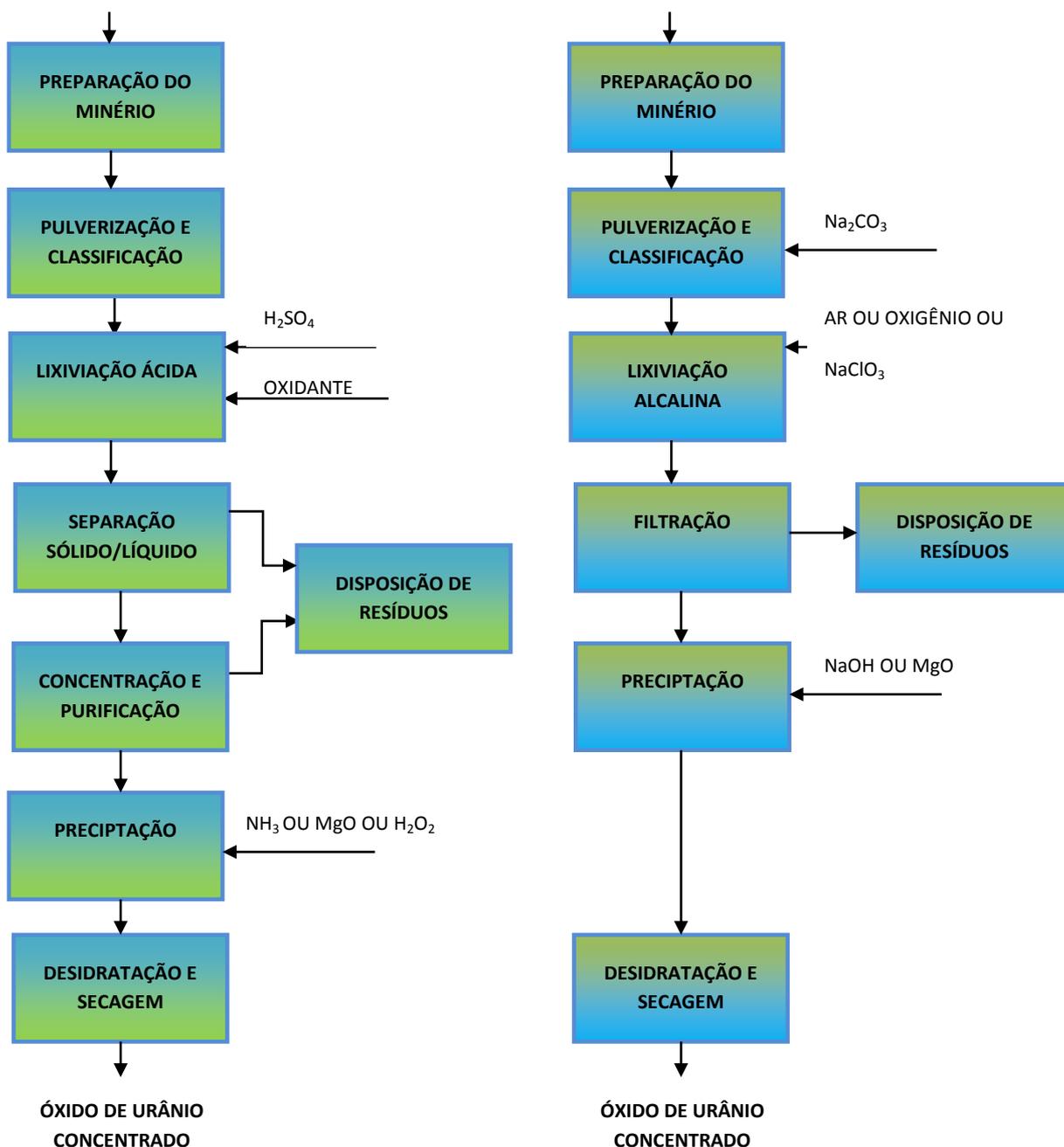
**Figura 2.4:** Distribuição da Produção Mundial de Urânio por Companhia (OECD, 1998)

Hoje, o mundo utiliza quatro métodos de mineração e eles se distribuem da seguinte forma:

- Mina aberta – 27%;
- Mina subterrânea – 45%;
- Lixiviação *in situ* – 19% e
- Subproduto associado – 9%.

As minas abertas e as subterrâneas usam técnicas convencionais de mineração adaptadas para proteger os trabalhadores das fontes de exposição à radiação. Hoje, técnicas alternativas, como a lixiviação *in situ* começam a ser amplamente utilizadas. A lixiviação *in situ* utiliza uma solução que é injetada em poços subterrâneos para dissolver o urânio.

Através de medidas radiométricas é determinado o teor do material minerado. O minério é então processado. O processo consiste da trituração e pulverização do minério e da posterior lixiviação química com solução ácida ou alcalina. O processo de lixiviação ácida é o mais utilizado e usualmente utiliza ácido sulfúrico, por apresentar baixo custo e um impacto ambiental menor que a lixiviação com outros ácidos. O processo de lixiviação alcalina é usado para minérios que necessitam de uma quantidade excessiva de ácido. A Figura 2.5 apresenta o diagrama de blocos da etapa de beneficiamento de minério.



**Figura 2.5** Processos de Extração de Minério – Lixiviação Ácida e Alcalina (adaptado de OECD, 2005)

O produto final da etapa anterior do ciclo do combustível nuclear é conhecido como concentrado de minério de urânio, muitas vezes chamado de yellow cake, devido à cor amarela brilhante de muitos, embora não todos os concentrados de minério de urânio. Este consiste de  $U_3O_8$  ou diuranato de amônio  $(NH_4)_2U_2O_7$  impuros. É necessária uma etapa de purificação para trazer o concentrado de minério de urânio ao grau de pureza requerido para a etapa seguinte, a conversão.

Na lixiviação ácida, o processo envolve a britagem e trituração do minério e a lixiviação com ácido sulfúrico e a oxidação com peróxido de hidrogênio, amônia ou óxido de magnésio. A lama resultante é filtrada e clarificada, sendo então transferida para uma unidade de troca iônica que produz uma solução contendo urânio. O urânio é precipitado na forma de diuranato, que é seco para produzir óxido de concentrado, que em seguida é purificado.

Já na lixiviação alcalina, o minério é lixiviado com uma solução de carbonato de sódio e o agente oxidante normalmente é o clorato de sódio. Neste processo, a solução é aquecida e pressurizada para dissolver o urânio. O licor lixiviado é separado dos sólidos por filtração e então precipitado com uma base como hidróxido de cálcio ou óxido de magnésio.

Historicamente, a mineração de urânio em minas a céu aberto não causa grandes preocupações de proteção radiológica ocupacional. Espera-se que a operação de uma mina de urânio a céu aberto não exponha os trabalhadores a doses significativas. Aspectos de proteção radiológica estão associados à inalação de poeira gerada no processo de mineração e à redistribuição de radionuclídeos.

As minas subterrâneas fornecem perigos maiores, devido às reduzidas taxas de ventilação.

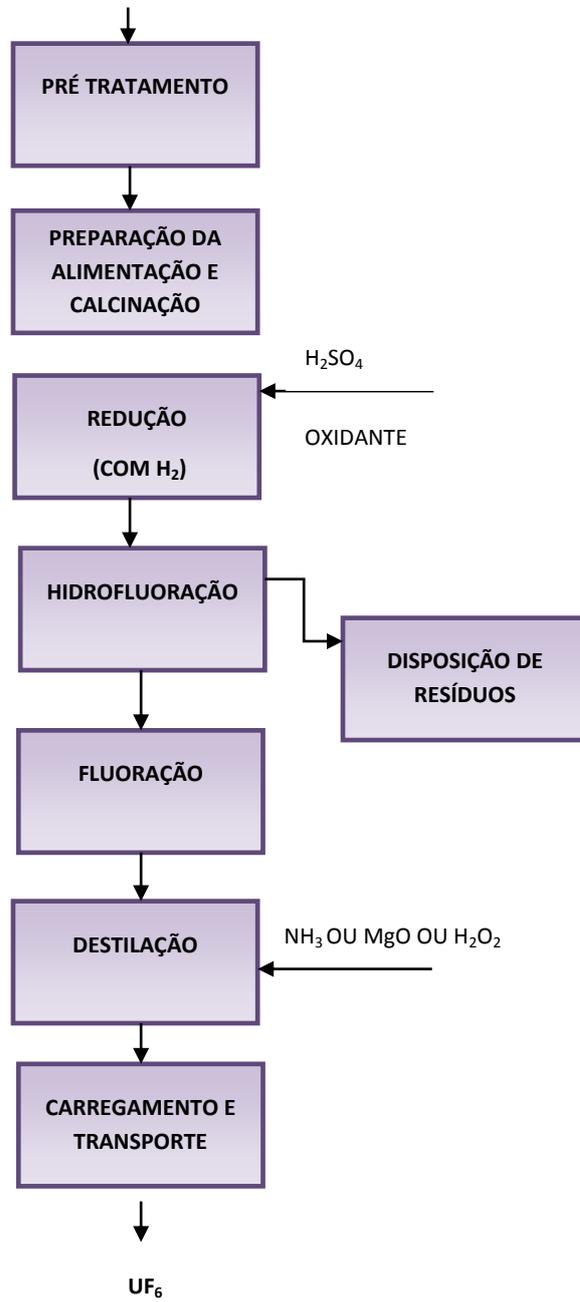
No beneficiamento, como o urânio não é enriquecido, não há perigos de criticalidade e perigos de pequenos incêndios ou explosões. Entretanto o processo de extração de solvente apresenta perigo de incêndio. Os principais perigos associados com a operação de beneficiamento são os perigos ocupacionais encontrados na operação de beneficiamento de metal que utiliza extração química associados com a toxicidade química do urânio.

Os perigos radiológicos são baixos nestas instalações já que o urânio (não enriquecido) emite pequena radiação penetrante e somente moderada radiação não penetrante. O principal perigo radiológico está associado à presença de rádio na cadeia de decaimento do urânio e à produção de gás radônio devido ao decaimento do rádio, e dos filhos do radônio (pequenas meias vida de decaimento dos filhos de radônio).

### **2.1.2 Conversão**

O produto final da etapa anterior passa por sucessivas etapas, preparação

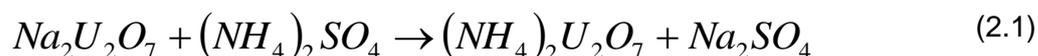
da alimentação, redução, hidrofloreção, fluoreção e destilação. Reações químicas ocorrem em um reator de leito fluidizado. A Figura 2.6 apresenta o diagrama de blocos do processo de conversão.



**Figura 2.6** Processos de Conversão (adaptado de OECD, 2005)

### 2.1.2.1 Pré – Tratamento

O concentrado de urânio é tratado para remover o sódio por precipitação com sulfato de amônio que passa através de quatro estágios, em contra corrente com a solução de minério

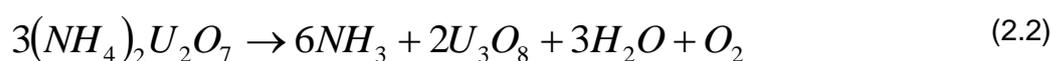


A remoção de sódio é essencial por que o sódio forma compostos que causam a aglomeração e sinterização do leito do reator de leito fluidizado. O tratamento em contra corrente também remove impurezas como o Rádio-226, o Tório-230 o selênio e o molibdênio.

Os perigos potenciais nesta etapa estão associados à exposição dos operadores ao ácido causando queimaduras e aos vazamentos causados pela corrosão dos equipamentos, resultando em contaminação de superfície e potencial contaminação do ar.

### 2.1.2.2 Preparação da Alimentação e Calcinação

O  $(NH_4)_2U_2O_7$  é removido do estágio anterior e enviado para a seção de preparação para calcinação e produção do  $U_3O_8$ .



Os calcinadores são equipamentos mecânicos utilizados para aquecer materiais a elevadas temperaturas. Os gases de saída do calcinador contêm água, amônia, dióxido de enxofre, e particulados de  $U_3O_8$  e passam através de dois lavadores de gases em série antes de serem ventilados para a chaminé.

O material calcinado,  $U_3O_8$ , é então misturado com água ou ácido sulfúrico, seco a aproximadamente 372-482 °C, triturado e classificado para a conversão em dióxido de urânio.

Este passo final assegura que o concentrado possuirá um tamanho de partícula ideal e a densidade necessária para a operação no leito fluidizado. O

tamanho de partícula uniforme é essencial para otimizar a reação nos passos subsequentes.

### 2.1.2.3 Redução

O material calcinado ( $U_3O_8$ ) reage com o hidrogênio no reator de leito fluidizado para formar o dióxido de urânio. A amônia dissociada (mistura de  $H_2$  e  $N_2$ ) remove as impurezas e tem um rendimento de 99% na redução para o dióxido de urânio intermediário.



A amônia dissociada, na presença de catalisador de níquel, é utilizada para suprir a mistura de hidrogênio e nitrogênio no gás fluidizante. Os gases de saída do reator de leito fluidizado contêm hidrogênio, nitrogênio, vapor de água, vapor de enxofre, sulfeto de hidrogênio e arsina. Estes gases são filtrados em um filtro de sinterização metálica para remover o urânio particulado.

O  $UO_2$  pulverizado é retirado continuamente pelo fundo do leito e enviado para a etapa de hidrofluoretação para conversão em tetrafluoreto de urânio.

### 2.1.2.4 Hidrofluoretação

O  $UO_2$  proveniente do reator de redução é alimentado no leito fluidizado de hidrofluoretação contra corrente com o fluxo de vapores de HF anidro diluídos em nitrogênio, já que este é utilizado para fluidizar o meio e permitir o contato entre o  $UO_2$  e o HF para formar o  $UF_4$ .

O  $UO_2$  é convertido em tetrafluoreto urânio de acordo com a seguinte reação:



O  $UF_4$  tem cristais monoclinicos verdes que derretem a 2012 °F. Quando aquecido em ar, o  $UF_4$  irá formar o  $U_3O_8$ . O  $UF_4$  é um composto corrosivo insolúvel em água.

Os gases de saída do reator contendo excesso de HF e fluoretos voláteis como  $SiF_4$ ,  $BF_3$ , fluoretos de molibdênio e vanádio, e sulfeto de hidrogênio são

tratados através da queima.

Os gases de saída do reator a quente são filtrados e lavados com solução de hidróxido de potássio antes de serem liberados para a atmosfera.

#### **2.1.2.5 Fluoretação**

O  $UF_4$  é introduzido no fundo do reator de leito fluidizado que contém fluoreto de cálcio ( $CaF_2$ ) como leito inerte. O fluoreto ( $F_2$ ) é preparado por eletrólise do fluoreto de hidrogênio (HF) em um banho fundido de fluoreto de potássio (KF). O  $F_2$  é então usado como gás fluidizante que reage com o  $UF_4$  para produzir o  $UF_6$  na forma de vapor. O leito é mantido acima de 482 °C (900 °F). Ao longo do reator, o vapor de  $UF_6$  coexiste com o excesso de  $F_2$ ,  $UF_4$  não reagido e impurezas voláteis. O  $UF_6$  é inicialmente resfriado e então passa através de filtros de níquel sinterizados dispostos em série para a remoção de particulado. O gás de saída passa então por três armadilhas frias em série para coletar o  $UF_6$ . O urânio residual e os produtos filhos do urânio permanecem no leito, que é reciclado e reutilizado até que o nível de contaminantes comprometa usos futuros.

O  $UF_6$  que sai do reator é condensado na primeira armadilha fria operada a -20 °F. As armadilhas secundárias e terciárias operam a temperaturas menores e removem o  $UF_6$  residual. Seguindo a liquefação, o  $UF_6$  é removido intermitentemente das armadilhas frias por aquecimento. Este é então transferido para tanques de espera para destilação. Os gases incondensáveis das armadilhas frias são purificados com solução de KOH (que neutraliza traços de fluoreto), antes de serem liberados para a atmosfera.

A lama de fluoreto de potássio é removida da solução de purificação, lavada e reciclada no sistema de recuperação de urânio. A solução de purificação exausta é transferida para neutralização, recuperação de KOH e recuperação de  $F_2$  e  $CaF_2$ . Os gases de saída dos filtros e dos lavadores são liberados para a atmosfera.

#### **2.1.2.6 Destilação**

O  $UF_6$  produzido no reator de fluoretação contém uma série de impurezas como fluoretos de vanádio, molibdênio, silício, carbono, enxofre, tório e protactínio. Estas impurezas precisam ser separadas do  $UF_6$  antes deste ser utilizado na etapa de enriquecimento. O  $UF_6$  é purificado por destilação fracionada a uma pressão superior

ao ponto triplo de 1134 mmHg.

O  $UF_6$  é liquefeito nos tanques de alimentação e alimentado na coluna de destilação de baixa temperatura de ebulição. Nesta coluna os produtos com baixo ponto de ebulição, fluoretos de vanádio molibdênio, sílica, carbono e enxofre e os oxifluoretos ( $UOF_3$ ), são volatilizados e retirados pelo topo da coluna. O  $UOF_3$  é condensado no condensador para  $UOF_3$ , limpo e estocado. Impurezas não removidas no condensador são realimentadas no sistema antes das armadilhas frias.

O fundo da coluna de destilação de baixa contém  $UF_6$  líquido, e fluoretos com alto ponto de ebulição não voláteis, como tório e protactínio. Esta corrente líquida é alimentada na coluna de destilação de alta para purificação do  $UF_6$ . Nesta coluna os vapores de  $UF_6$  saem pelo topo e são condensados em duas armadilhas frias operadas em série. O produto de fundo da coluna contém fluoretos com alto ponto de ebulição que são disposto como resíduo.

O  $UF_6$  purificado é armazenado em cilindros de 2,5 ton., 10 ton. ou 14 ton., que resfriam por cinco dias para solidificação. Após análise, o produto final é carregado em uma planta de difusão gasosa.

O processo de conversão química tende a concentrar produtos de decaimento de urânio nas correntes de resíduos. Partículas alfa resultantes da desintegração primária do urânio não representam um problema de radiação externa, uma vez que a partícula alfa não penetra na pele. Entretanto, os produtos de decaimento de urânio incluem isótopos que emitem raios beta de média penetração e raios gamas de alta penetração. Os níveis de radiação beta tão alta quanto 200 mrad/hr podem ser encontrados na superfície do  $UF_6$ . Quando o  $UF_6$  é vaporizado, os produtos de decaimento usualmente permanecem atrás.

As características químicas destes contaminantes irão causar níveis significativas de exposição à radiação beta e gama em certas etapas do processo. O risco de exposição à radiação aumenta durante as etapas de manutenção, transferência de produtos e manuseio de cilindro de  $UF_6$ .

Devido à toxicidade química, os produtos de urânio classe D (solúvel) ( $UF_6$ ,  $UO_2F_2$ ,  $UO_2(NO_3)_2$ ) representam a grande preocupação.

As instalações de conversão recebem *yellowcake* das instalações de beneficiamento contendo 0,711% de U-235. Logo, não há preocupações quanto à criticidade nuclear.

Os perigos de incêndio em uma instalação de conversão são bastante significativos, uma vez que nestas plantas são estocadas, transferidas e manuseadas grandes quantidades de materiais inflamáveis e combustíveis.

Na Tabela 2-1 estão listados os principais perigos associados a cada processo da etapa de conversão.

**Tabela2-1:** Principais Perigos Associados a Etapa de Conversão

<b>Processo</b>	<b>Perigos Associados</b>
Pré Tratamento	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição dos operadores ao ácido causando queimaduras;</li> <li>• Exposição dos operadores aos vazamentos causados pela corrosão dos equipamentos resultando em contaminação de superfície e potencial contaminação do ar.</li> </ul>
Preparação da Alimentação e Calcinação	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição à radiação interna devido a vazamentos ou derrames de compostos de urânio seco;</li> <li>• Gases comprimidos a temperaturas extremas e metal líquido contido no calcinador.; e</li> <li>• impactos decorrentes da emissão das chaminés</li> </ul>
Redução	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Presença de hidrogênio, gás inflamável;</li> <li>• Produtos de decaimento do urânio, que tendem a se concentrar no resíduo que não reagiu;</li> <li>• Potencial contaminação atmosférica associada à coleta e remoção de UO<sub>2</sub>;</li> <li>• Potencial contaminação atmosférica associada à manutenção dos sistemas;</li> <li>• Exposição interna devido ao UO<sub>2</sub> insolúvel (classe Y)</li> <li>• Temperaturas extremas do processo (600 °C)</li> <li>• Emissão atmosférica pela chaminé;</li> </ul>

Processo	Perigos Associados
Hidrofluoretação	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Presença de HF, que é altamente corrosivo aos equipamentos e pode causar vários danos à saúde dos operadores, como queimaduras na pele ou inalação;</li> <li>• Exposição à radiação interna devido à mistura de compostos de urânio solúveis (Classe D, W e Y);</li> <li>• Produtos de decaimento do urânio que tendem a se concentrar no resíduo que não reagiu e podem produzir taxas de exposição significativa;</li> <li>• Atividades de manutenção que podem envolver taxas de dose associadas à radiação beta em função das superfícies internas;</li> <li>• Temperaturas extremas do processo (475 °C)</li> <li>• Emissão atmosférica pela chaminé.</li> </ul>
Fluoretação	<ul style="list-style-type: none"> <li>• O processo consome F<sub>2</sub>, um agente oxidante extremamente forte que é corrosivo aos equipamentos e causa queimaduras em contato com a pele;</li> <li>• O contato de óleo com F<sub>2</sub> ou UF<sub>6</sub> pode iniciar reação incontrolada resultando incêndio e explosão;</li> <li>• Produtos de decaimento do urânio acumulados no material do leite fluidizado de CaF<sub>2</sub>. Os níveis de radiação externa destes produtos é tão alto quanto de outra áreas de processo;</li> <li>• Vazamentos de fluoreto de equipamentos de processo podem produzir perigos significativos;</li> <li>• Possível exposição interna devido ao UF<sub>6</sub> altamente solúvel pode produzir queimaduras de HF e intoxicação química;</li> <li>• Temperaturas de processo extremas, variando de 427 °C a 537 °C;</li> <li>• Emissões de chaminé podem ter algum impacto;</li> <li>• Os perigos potenciais associados às armadilhas químicas são:</li> <li>• Aquecimento das armadilhas químicas contendo excessiva quantidade de UF<sub>6</sub> pode levar a sobrepressão;</li> <li>• Contaminação de UF<sub>6</sub> com glicol ou hidrocarboneto pode causar reação vigorosa;</li> <li>• Liberações de fluoreto podem criar perigos significativos;</li> <li>• Possível exposição interna devido ao UF<sub>6</sub> altamente solúvel pode produzir queimaduras de HF e intoxicação química;</li> <li>• Sobrepressão e potencial ruptura das linhas associada à expansão térmica do UF<sub>6</sub> líquido nas linhas de transferência.</li> </ul>

Processo	Perigos Associados
Destilação	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Aquecimento de vasos e cilindros contendo quantidades excessivas de UF<sub>6</sub> pode causar sobrepressurização;</li> <li>• O potencial de vazamento de UF<sub>6</sub> é aumentado porque o UF<sub>6</sub> é processado como líquido e gás sob pressão;</li> <li>• Exposição do pessoal de operação pode ocorrer em função do vazamento de UF<sub>6</sub> dos equipamentos de processo;</li> <li>• Vazamentos de UF<sub>6</sub> podem ocorrer em conexões flexíveis, <i>mainfold</i> e válvulas de cilindros, e como resultado da queda de cilindros cheios com UF<sub>6</sub> líquido;</li> <li>• Contaminação do UF<sub>6</sub> com hidrocarbonetos, causando reações vigorosas;</li> <li>• Possibilidade de exposição interna ao UF<sub>6</sub> altamente solúvel podendo causar queimaduras na pele e intoxicação química;</li> </ul>

### 2.1.3 Enriquecimento

Existem muitos métodos para obter urânio enriquecido. Entretanto, em escala industrial, dois processos são realmente confiáveis, seguros e relativamente econômicos: o processo de difusão gasosa e o processo de centrifugação do gás. Ambos utilizam UF<sub>6</sub> gasoso como alimentação. Na difusão gasosa o UF<sub>6</sub> é forçado através de membranas que separam o isótopo de U-235 do isótopo de U-238. Na centrifugação, a aceleração centrífuga separa o isótopo mais leve U-235 do isótopo mais pesado U-238 em centrífugas de alta velocidade.

Em ambos os métodos, o UF<sub>6</sub> passa através de cascatas de enriquecimento para atingir o nível de concentração desejado do isótopo de U-235.

Outros métodos para o enriquecimento de urânio têm sido investigados, como os que incluem o uso de laser para separar isótopos de urânio. Dois processos de enriquecimento com laser têm sido considerados: o processo de vapor atômico e o processo molecular. O método de separação atômica é freqüentemente designado Separação isotópica a laser do vapor atômico (*Atômica Vapour Laser Isotope Separation - AVLIS*). O método de separação molecular ou Separação de isótopos por excitação a laser (*Separation of Isotopes by Laser Excitation – SILEX*) usa feixes de laser para seletivamente excitar uma forma isotópica da molécula de urânio.

A unidade de trabalho separativo é a medida de urânio em uma planta de

enriquecimento e do trabalho de separação a ser conduzido para enriquecer o urânio. O trabalho de separação varia com a concentração de U-235 na alimentação, produto e rejeito. Por exemplo, para a produção de 1 kg de urânio enriquecido a 3,5 % no isótopo U-235, 6 a 8 kg de urânio natural a 0,7 % de U-235 são necessários. Esta operação necessita em torno de 5,5 a 4,5 unidades de trabalho de separação e irá produzir também um rejeito de urânio com concentração entre 0,2 a 0,3 % em U-235.

A capacidade mundial das instalações de enriquecimento de urânio é de 53,505 MSWU (isto é 53505 SWU). Deste total, 30,4 MSWU são baseadas no processo de difusão gasosa e o restante, no processo de centrifugação (OECD, 2005).

A grande quantidade de plantas de enriquecimento baseadas na difusão gasosa está situada na França e nos Estados Unidos. A maioria das plantas de enriquecimento por centrifugação está situada na Holanda, Alemanha, Reino Unido, Japão e Rússia. Poucas plantas de ambos os processos são operadas em muitos outros países.

#### **2.1.3.1 Centrifugação Gasosa**

A utilização de métodos de centrífugas para separação isotópica foi discutida pela primeira vez no início de 1900, enquanto o enriquecimento de urânio em centrífugas foi discutido pela primeira vez no início dos anos 1940. Em meados da década de 1940, foram desenvolvidas e testadas centrífugas de cerca de 1 UTS / máquina, mas foram ofuscadas pelo sucesso em grande escala do processo de difusão gasosa, que se mostrava mais fácil de implantar em um curto espaço de tempo. O trabalho experimental continuou desenvolvendo métodos de centrifugação, o que levou à implantação bem-sucedida e em larga escala nos anos 1970.

O processo de centrifugação gasosa (GC) utiliza gás  $UF_6$ , que é alimentado em um rotor cilíndrico girando a uma taxa elevada. O cilindro giratório pode ser operado a uma velocidade periférica de diversas centenas de metros por segundo. O cilindro é evacuado e mantido a baixas pressões. O gás  $UF_6$  é introduzido no centro do cilindro. A força centrífuga faz com que as moléculas mais pesadas U-238 tendam a se aproximar do cilindro mais do que as moléculas mais leves U-235, o que leva a separar os dois isótopos de urânio. Tanto o  $UF_6$  enriquecido como o  $UF_6$  empobrecido são removidos perto das extremidades por pás especiais. As conexões geralmente são feitas de forma coaxial. A eficiência da separação aumenta com o aumento do diâmetro, comprimento do cilindro e a velocidade periférica do rotor da centrífuga. No

entanto, o aumento destas variáveis também aumenta os riscos potenciais e as conseqüências das falhas. As máquinas típicas apresentam 25-30 cm (10-12”) de diâmetro e 4-6 m (15-20”) de altura. Assim, velocidades típicas de rotação de 20 000 a 25 000 rpm traduzem-se em velocidades de ponta de 300-400 m/s (1 000-1 300 ft/s).

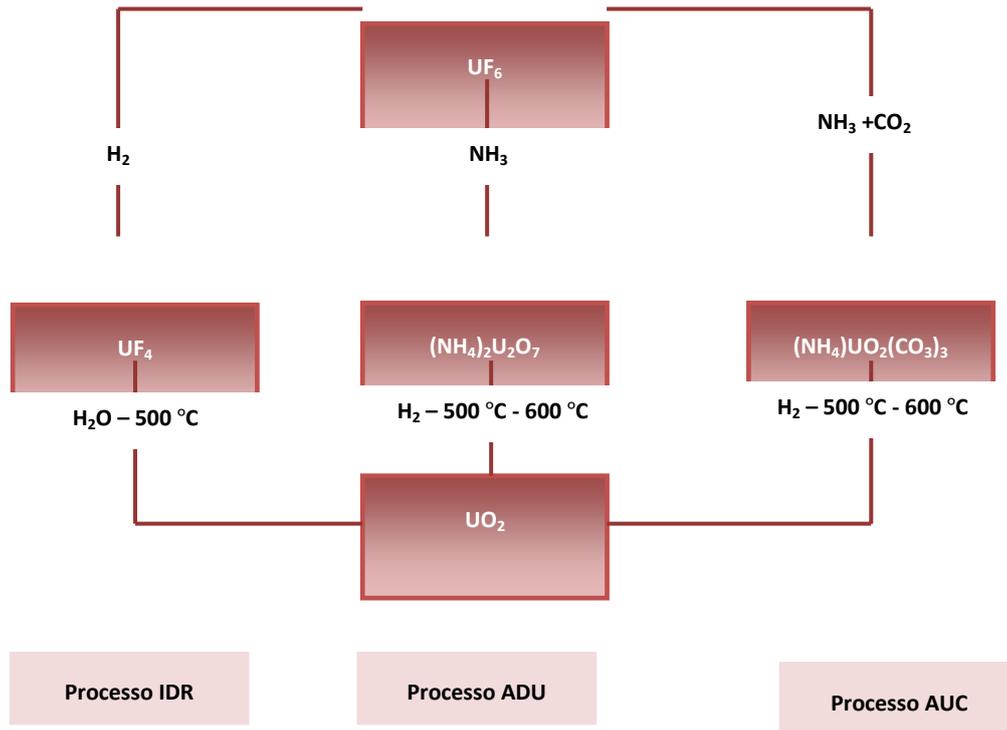
A experiência operacional de plantas de centrifugação tem sido boa. As plantas têm sido geralmente muito confiáveis e apresentam um bom desempenho com baixos níveis de liberação de  $UF_6$  durante operações normais. Em termo de acidentes, estes se restringem a pequenas falhas mecânicas.

Uma falha de uma unidade operacional com velocidade operacional elevada gera estilhaços como resultado da destruição do rotor do eixo e outros componentes. A prevenção deste tipo de anomalia é minimizada por um bom projeto e materiais de construção e montagem da unidade. A investigação de novos materiais de construção continua a fim de desenvolver centrífugas de maior desempenho e mais seguras. A gestão destes materiais é o cerne da segurança das unidades de centrifugação, pois uma taxa de falha anual de 1% das máquinas representa cerca de uma falha de máquina por dia. Assim, a confiabilidade e a mitigação de falhas são muito importantes.

#### **2.1.4. *Fabricação de Combustível***

##### **2.1.4.1 *Combustível de Óxido de Urânio***

O urânio enriquecido é produzido e usualmente estocado como  $UF_6$ . Com o objetivo de produzir o combustível de  $UO_2$ , é necessário reverter o  $UF_6$  em  $UO_2$ . Três processos têm sido usados para esta reconversão. A Figura 2.7 apresenta um diagrama com as características dos três processos de reconversão.



**Figura 2.7:** Diagrama com as características dos três processos de reconversão

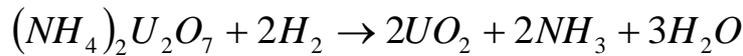
#### 2.1.4.1.1 Redução do UF<sub>6</sub> a UF<sub>4</sub>

Redução do UF<sub>6</sub> a UF<sub>4</sub> com hidrogênio seguida da hidrólise de UF<sub>4</sub> com vapor de acordo com a reação que ocorre em um único forno integrado – Rota Seca Integrada (Integrated Dry Route – IDR)



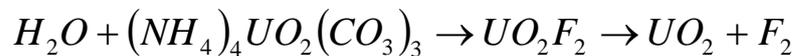
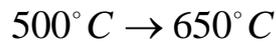
#### 2.1.4.1.2 Conversão direta do UF<sub>6</sub> a UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>

Conversão direta do UF<sub>6</sub> a UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub> seguida pela precipitação com amônia para formar ADU (diuranato de amônia) e redução com H<sub>2</sub> para UO<sub>2</sub>.



#### 2.1.4.1.3 Processo AUC

O UF6 é transformado em carbonato de urânio e amônia pelo tratamento com CO2 e NH3 em água.



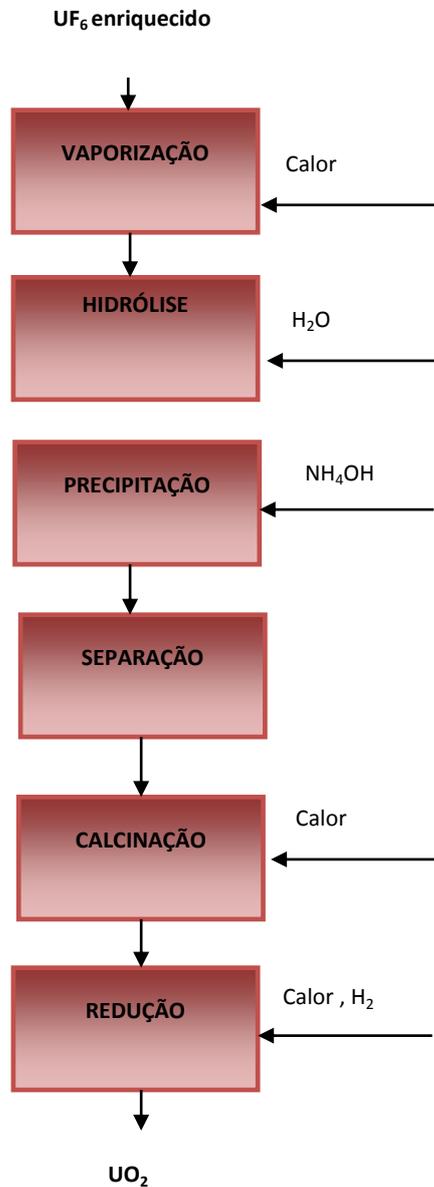
Grande experiência industrial tem sido obtida com esses processos nos Estados Unidos, Reino Unido, França, Alemanha e Japão. O principal perigo destes processos é químico e está associado com o uso de substâncias químicas corrosivas, inflamáveis e tóxicas que também podem ser contaminadas com urânio enriquecido.

Proteção contra vazamento de compostos radioativos é assegurada por barreiras dinâmicas, como sistemas de ventilação e sistemas de segurança de engenharia.

Com a entrada de urânio reprocessado nas plantas de fabricação de combustível, algumas complicações podem surgir devido à presença de U-232, U-234 e U-236 que é mais radioativo que os isótopos naturais (U-235 e U-238). A presença deste amplo espectro de isótopos de urânio em uma instalação que não foi originalmente projetada para este fim requer que as operações sejam adequadamente avaliadas.

#### 2.1.4.1.4 O Processo Químico - O Processo ADU

O processo Diuranato de Amônia (*Ammonium Diuranate Process*), representado pela Figura 2.8, é um processo que ocorre em seis etapas da vaporização do  $UF_6$  até a redução para transformar  $U_3O_8$  em  $UO_2$ .



**Figura 2.8:** Etapas do Processo ADU ( OECD, 2005)

#### **2.1.4.1.4.1 Vaporização**

O cilindro com UF<sub>6</sub> sólido (com a válvula fechada) é aquecido com vapor ou ar quente que liquefaz o UF<sub>6</sub> sólido. Quando a válvula é aberta, o material é ventilado como gás. O UF<sub>6</sub> é então alimentado no sistema de hidrólise.

#### **2.1.4.1.4.2 Hidrólise**

Após a vaporização, o UF<sub>6</sub> gasoso reage com água deionizada para formar solução de fluoreto de uranila (UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>) e ácido fluorídrico.



Assim como as reações de conversão, antes do enriquecimento, este processo químico deve ser controlado cuidadosamente devido à presença de flúor.

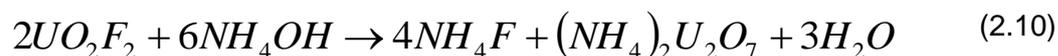
O fluoreto de uranila é um sal complexo em solução aquosa e se dissolve a 25 °C para formar uma solução a 66%; entretanto, a solubilidade é limitada pela presença de ácido fluorídrico. Como resultado, a hidrólise de UF<sub>6</sub> rende uma solução saturada a 30 °C que contém somente 32% de fluoreto de uranila.

A reação entre a água e o UF<sub>6</sub> é uma reação exotérmica e libera 50500kcal/kg-mol.

#### **2.1.4.1.4.3 Precipitação**

A adição de amônia (NH<sub>3</sub>) à solução de fluoreto de uranila causa a precipitação de diuranato de amônia.

Dependendo do processo, o diuranato de amônia pode ser obtido pela precipitação com NH<sub>4</sub>OH.



A solução de fluoreto de uranila é bombeada para o tanque de precipitação, onde o hidróxido de amônia NH<sub>4</sub>OH é adicionado para formar os cristais de diuranato de amônia.

#### **2.1.4.1.4.4 Separação**

A lama de diuranato de amônia é bombeada do fundo do tanque de precipitação para a unidade de filtração para concentrar os cristais por separação da fase líquida.

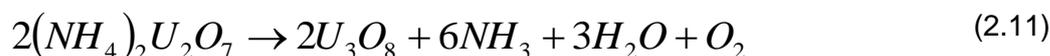
Os sólidos são separados em uma centrífuga e removidos da unidade por um transportador parafuso. A lama entra na centrífuga pelo centro e é lançada para fora, se concentrando ao longo da parede externa do vaso rotativo, sendo recebida em um tanque. O efluente líquido é processado novamente antes de ser encaminhado para o tratamento de efluentes.

Uma vez que os cristais de diuranato de amônia tenham sido concentrados, eles são bombeados para um secador de superfície aquecida, a água contida na lama é reduzida em aproximadamente de 50 % a 5%. Os cristais resultantes são então transferidos via elevador de caçamba para o calcinador.

#### **2.1.4.1.4.5 Calcinação**

O processo de calcinação é utilizado para converter os cristais de diuranato de amônio em  $U_3O_8$

O DUA é calcinado a aproximadamente 370 °C.



- **Redução**

O  $U_3O_8$  é reduzido para formar  $UO_2$  em um meio rico em hidrogênio com temperatura variando de 370 °C a 500 °C.



O calcinador é um cilindro horizontal projetado para calcinar e transportar o  $UO_2$ . O equipamento possui geometria segura e recebe vapor, hidrogênio e nitrogênio em contra corrente com o  $U_3O_8$ .

A Tabela 2.2 apresenta os principais perigos associados a cada etapa do

processo de fabricação de combustível.

**Tabela2.2:** Principais Perigos Associados à Etapa de Fabricação de Combustível

Processo	Perigos Associados
Recebimento, manuseio e estocagem de cilindros	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição dos operadores à contaminação radioativa e à radiação direta devido a embalagens e cilindros;</li> <li>• Possibilidade de recebimento de U-235 em equipamentos fora do critério de projeto para segurança de criticalidade;</li> <li>• Vazamentos de UF<sub>6</sub> resultante de queda ou danos de cilindro;</li> <li>• Vazamento de UF<sub>6</sub> devido à válvula de cilindro danificada;</li> <li>• Exposição de trabalhadores à contaminação radioativa devido a cilindros utilizados;</li> <li>• Incêndio em área adjacente à área de estocagem;</li> <li>• Incêndio e/ou explosão de cilindros de UF<sub>6</sub> contaminados com materiais orgânicos..</li> </ul>
Vaporização, Hidrólise ou preparação da solução de nitrato de uranila	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Vazamentos de UF<sub>6</sub> devido a danos na válvula do cilindro ocorrido durante o transporte;</li> <li>• Vazamento de UF<sub>6</sub> oriundo de cilindro aquecido;</li> <li>• Ruptura do cilindro de UF<sub>6</sub> devido a sobreenchimento;</li> <li>• Exposição de trabalhadores devido à ocorrência de vazamento durante a conexão e desconexão do vaporizador ao sistema de conversão;</li> <li>• Sobreaquecimento do cilindro devido à alta pressão do vaporizador;</li> <li>• Perigo de criticalidade devido a problemas na drenagem de condensado do vaporizador;</li> <li>• Vazamento de UF<sub>6</sub> através do <i>pigtail</i> que conecta a válvula do cilindro ao vaporizador;</li> <li>• Falha de instrumento ou nas malhas de controle do vaporizador;</li> <li>• Falha de energia elétrica – perda de controle do processo;</li> <li>• Ruptura de linha de transferência de UF<sub>6</sub> entre o vaporizador e a torre de hidrólise, devido à reação de UF<sub>6</sub> com umidade e /ou outros contaminantes;</li> <li>• Fluxo reverso dos líquidos da torre de hidrólise nas linhas de UF<sub>6</sub>, causando reação exotérmica que pode ser severa o suficiente para romper o sistema;</li> <li>• Temperatura alta na torre de hidrólise devido à falha no sistema de remoção de calor pode levar à ebulição do líquido;</li> </ul>

Processo	Perigos Associados
Precipitação e Centrifugação	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição de trabalhadores e do meio ambiente a fumos de substâncias químicas perigosas como HNO<sub>3</sub>, NH<sub>4</sub>OH, e UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>;</li> <li>• Exposição de trabalhadores e do meio ambiente a líquidos do processo devido a vazamentos de substâncias químicas perigosas como HNO<sub>3</sub>, NH<sub>4</sub>OH, e UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>;</li> <li>• Exposição de trabalhadores e do meio ambiente à contaminação radioativa;</li> <li>• Perigos mecânicos devido a operação das centrífugas.</li> </ul>
Secagem	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição de trabalhadores e do meio ambiente a fumos e gases de substâncias químicas perigosas como HNO<sub>3</sub>, NH<sub>4</sub>OH, e UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>;</li> <li>• Exposição de trabalhadores e do meio ambiente a líquidos do processo devido a vazamentos de substâncias químicas perigosas como HNO<sub>3</sub>, NH<sub>4</sub>OH, e UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>;</li> <li>• Possibilidade de queimadura de trabalhadores e incêndios de processo devido a temperaturas extremas dos aquecedores dos secadores.</li> </ul>
Calcinação e Redução	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição de trabalhadores e do meio ambiente à contaminação radioativa devido às substâncias químicas e aos gases;</li> <li>• Exposição dos trabalhadores a estresse térmico devido às temperaturas extremas;</li> <li>• Incêndio e/ou explosão devido a vazamentos de H<sub>2</sub>;</li> <li>• Danos ao equipamento devido a perda do fluxo de ar para formação de mistura de queima no queimador do calcinador;</li> <li>• Possibilidade de detonação de mistura explosiva caso haja ar no calcinador no momento em que o hidrogênio é introduzido;</li> <li>• Danos nos selos de confinamento resultantes da alta pressão no calcinador – gases de calcinação na área de processo.</li> </ul>
Fragmentação	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição de trabalhadores à contaminação radioativa (exposição beta-gama de materiais nucleares e inalação de poeira de UO<sub>2</sub>);</li> <li>• Exposição de trabalhadores a barulho excessivo devido à operação de moagem;</li> <li>• Possibilidade de liberação de material radioativo para o meio ambiente;</li> <li>• Dependendo do tamanho de partícula o perigo de incêndio pode resultar em uma re-oxidação do UO<sub>2</sub>.</li> </ul>

#### **2.1.4.1.5 O Processo Cerâmico**

O processo para converter  $\text{UO}_2$  bruto em pó envolve vários pré-tratamentos para obter um pó de consistência ótima para as etapas de peletização e sinterização. A performance do combustível no reator pode ser influenciada pelas características do pó, portanto, é muito importante controlar a distribuição de tamanho de partículas, densidade, etc, durante o processo de fabricação de pastilhas.

##### **2.1.4.1.5.1 Pré-Tratamento**

- **Moagem**

O pó é pulverizado em um moinho de martelo para romper grumos e obter o tamanho de partícula final desejado. A cabeça do martelo é refrigerada por um fluxo de nitrogênio gasoso. O  $\text{UO}_2$  em pó finamente dividido é estocado em recipientes geometricamente seguros.

- **Mistura**

O pó de  $\text{UO}_2$  seco pode ser misturado com pequenas quantidades de aditivos para encontrar as características físico-químicas desejadas, como as requeridas para o produto final ou especificações de projeto.

Normalmente, as operações de mistura são realizadas para: (i) assegurar a homogeneidade do  $\text{UO}_2$  em pó, distribuindo imperfeições dentro do volume; (ii) ajustar o teor de enriquecimento; (iii) fornecer fluidez e coesão para o pó; (iv) introduzir lubrificante; (v) controlar a porosidade e aumentar a sinterabilidade do pó.

As operações de mistura devem ser realizadas em geometria segura que controle a criticalidade, limitando o volume total de pó ou em áreas com controle de moderação.

- **Peneiração**

O  $\text{UO}_2$  em pó é pressionado nas peneiras usando equipamento de compactação a baixa pressão. O pó é transferido para uma tremonha que alimenta por gravidade uma unidade de compactação de prensa ou rolo. Embora o tamanho das peneiras varie de fabricante para fabricante, normalmente a compactação ocorre em peneiras de 2,625 a 3 polegadas.

- **Granulação**

O material peneirado é então granulado ou esmagado, tornando-se um pó de com partículas de tamanho mais uniforme. Existem diferentes meios para conduzir o processo de granulação, o primeiro utilizando misturadores de massa, onde o pó é tombado com um movimento excêntrico; a pressão no fundo favorece o crescimento dos grãos, enquanto o movimento de rotação favorece a pressão dentro do pó. O segundo meio, se dá através de uma prensa onde o pó é prensado e depois quebrado em um granulador, produzindo um pó com estrutura de grãos mais uniforme.

Um outro meio é a granulação com compactação com rolo, onde o pó passa através de dois compactadores de rolos rotativos e segue para o granulador.

O pó pode passar por um processo de peneiramento para assegurar uma distribuição balanceada de partículas. O pó é então coletado em recipientes geometricamente seguros (para controle de criticalidade) para estocagem antes da peletização. Aditivos podem ser misturados ao pó antes da peletização. Os aditivos lubrificam o pó, então este escoar através das linhas e ajuda a manter o pó agregado nas pastilhas verdes. O aditivo é considerado um material passageiro porque quando o processo termina este desaparece. Como os aditivos também são moderadores, o controle da quantidade adicionada deve ser estritamente controlado para a segurança nuclear. Existe ainda o potencial para o perigo de um *burn back* evento onde o  $UO_2$  altamente reativo se transforma em  $U_3O_8$  por oxidação, com danos às linhas de transferência e peças.

O último meio é o processo de conversão direta que produz um produto mais uniforme com estrutura esférica. Conseqüentemente, as etapas de beneficiamento, mistura compactação e granulação podem ser eliminadas. A natureza esférica dos pós da conversão direta dificulta a formação de pastilhas verdes.

#### **2.1.4.1.5.2 Produção de Pastilhas**

- **Peletização**

Após a implantação de um processo para o controle cuidadoso para assegurar a adequada distribuição de tamanho de partículas, a mistura de aditivos, o enriquecimento de urânio, umidade, etc, o pó é alimentado em prensas de alta velocidade onde as pastilhas de combustível são compactadas. As pastilhas produzidas por esta compactação a frio são chamadas de pastilhas verdes. As

pastilhas verdes possuem forma e força limitadas mas são sujeitas a quebrar ou pulverizar. O tamanho e as dimensões totais das pastilhas verdes irão determinar o tamanho final e a densidade da pastilha de combustível. Este processo é cuidadosamente controlado para assegurar que as pastilhas sejam produzidas com tamanho e densidade uniforme. A pressão de prensa é de aproximadamente 12 a 15 toneladas por polegada quadrada.

As pastilhas têm a porcentagem de U-235 identificada e são colocadas em um forno em braços de molibdênio. Durante a sinterização, os materiais passageiros são vaporizados e criam microrachaduras na estrutura cerâmica (quando as pastilhas estão em operação no reator, estas rachaduras fornecem um caminho para a liberação de gases de fissão e previnem dilatação ou rachaduras). A criticalidade é controlada durante o processo de fabricação da pastilha pelo emprego de funis e linhas de transferência de pós com geometria segura, bem como o uso de projeto físico para transportadores e berço dos fornos que limitam o empilhamento de pastilhas a um arranjo máximo. Após o resfriamento, as pastilhas passam através de um raspador para que além de remover materiais extras, uniformize o diâmetro.

- **Sinterização**

A sinterização de pastilhas serve para consolidar as partículas de pó, resultando na retração e densificação da pastilha final. Durante este processo, as pastilhas verdes são colocadas em braços de sinterização, produzidos em molibdênio metálico e transportados através de um forno elétrico. Como os braços passam através de uma atmosfera controlada no forno, a pastilha é sinterizada (forma uma camada sem fundir) para aproximadamente 95% de densidade em  $UO_2$ . O forno elétrico opera a uma temperatura de aproximadamente 1799 °C (3270 °F) em atmosfera de hidrogênio para prevenir a oxidação a altas temperaturas.

- **Retífica**

Durante os processos de peletização e sinterização, as pastilhas são formadas intencionalmente um pouco maiores que o tamanho final requerido para o arranjo de varetas combustíveis. A retífica de cada pastilha é realizada usando retificadores para atingir as dimensões exatas. Esta operação é realizada com grãos de diamante e pode ser realizada a seco ou na presença de líquido refrigerante.

As pastilhas usinadas com aproximadamente 0,5 polegadas de comprimento e 0,33 polegadas de diâmetro, são cilíndricas e ligeiramente abauladas nas extremidades. As extremidades abauladas permitem que o material possa se expandir

e contrair em função das variações drásticas de temperatura dentro do reator sem gerar danos ao combustível ou ao material do revestimento.

Após a operação de retífica, as pastilhas são lavadas com água ou insufladas com ar para remover o excesso de fragmentos de material e são então carregadas em bandejas e transferidas para um secador elétrico para a remoção do excesso de umidade.

Aqui, novamente a criticalidade é controlada através de geometria segura que limita a proximidade das pastilhas e das bandejas de pastilhas.

A Tabela 2.3 apresenta os principais perigos associados a cada etapa do processo cerâmico de fabricação de combustível.

**Tabela 2.3:** Principais Perigos Associados à Etapa do Processo Cerâmico de Fabricação de Combustível

Processo	Perigos Associados
Recebimento, manuseio e estocagem de UO <sub>2</sub>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição dos operadores à contaminação radioativa devido ao pó de UO<sub>2</sub>;</li> <li>• Presença de material moderador como lama das operações de moagem estocado na área de fabricação;</li> <li>• Incêndio e/ou explosão na área de fabricação.</li> </ul>
Preparação de pó e peletização	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição dos operadores à contaminação radioativa devido ao pó de UO<sub>2</sub>;</li> <li>• Exposição dos operadores a poeiras respiráveis e fumos de substâncias tóxicas oriundos dos processos químicos de aglutinação e lubrificação;</li> <li>• Perigos de compressão, elevação e esmagamento durante o transporte de contêineres</li> <li>• Incêndio e/ou explosão na área de fabricação.</li> </ul>
Sinterização de Pastilhas	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição dos operadores à contaminação radioativa (poeiras respiráveis);</li> <li>• Exposição dos trabalhadores ao estresse térmico causado pelas altas temperaturas geradas pelos fornos de sinterização;</li> <li>• Risco potencial de acidentes devido a variações nas condições de processo;</li> <li>• Perigo de incêndio ou danos devido à temperatura alta dos fornos de sinterização;</li> <li>• Possibilidade de detonação de mistura explosiva caso haja ar no sintetizador no momento em que o hidrogênio é introduzido;</li> <li>• Vazamento de hidrogênio do forno de sinterização para a sala devido à falha da chama piloto.</li> </ul>
Moagem de pastilhas	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Exposição dos operadores à contaminação radioativa (poeiras respiráveis);</li> <li>• Perigos mecânicos associados à operação de moagem.</li> </ul>

#### **2.1.4.2 Combustível de Óxido de Urânio e Plutônio**

Historicamente, o desenvolvimento de urânio e plutônio combustível MOX está associado à tecnologia de reatores de nêutrons rápidos. Atualmente, o desenvolvimento de sistemas para reatores rápidos não é mais um problema e a fabricação de combustível MOX para reatores de água leve cai no âmbito de duas estratégias: (i) a reciclagem de plutônio derivado de combustíveis irradiados e (ii) a redução dos estoques de plutônio militar russo.

Apesar da conversão de instalações de fabricação de combustível MOX para reatores FBR para instalações de fabricação de combustível MOX para reatores de água leve ter ocorrido recentemente, a experiência adquirida com a fabricação de combustível MOX remonta a mais de 30 anos.

O combustível MOX tem sido utilizado nos reatores de água leve por mais de 30 anos na Europa (desde 1972 na Alemanha, em 1984 Suíça, e em 1987 na França). Em 2000, 35 reatores europeus estavam usando combustível MOX (sendo 20 na França), e este número continua a aumentar. No Japão, as companhias de eletricidade pretendem gradualmente aumentar o número de reatores de água leve com combustível MOX, para um total de 16-18 até o ano de 2010 (OECD, 2005).

- **O Processo de fabricação de Combustível – MOX**

O processo de fabricação de combustível MOX é dividido em dois subprocessos:

1. Polimento Aquoso: Remove impurezas (gálio, amerício e urânio) do óxido de plutônio do desarmamento nuclear.
2. Fabricação de Combustível: Mistura de óxido de urânio, óxido de plutônio e sucatas recicladas com um óxido misto, converte o MOX em pó em pastilhas de combustível; carrega as pastilhas de combustível MOX nas varetas de combustível e dispõe os feixes de varetas no arranjo de combustíveis.

O polimento aquoso é realizado para remover as impurezas do plutônio. O processo produz a maioria dos efluentes líquidos. O processo de polimento consiste de quatro etapas:

- i. O óxido de plutônio ( $\text{PuO}_2$ ) é primeiramente dissolvido eletroquimicamente com prata ( $\text{Ag}^{+2}$ ) em ácido nítrico. A solução de nitrato de plutônio passa por uma

extração por solvente com fosfato tributílico em diluente alifático (dodecano). Este processo extrai o nitrato de plutônio dos nitratos gerados pelas impurezas, que permanecem na solução aquosa, refinado.

- ii. A solução contendo nitrato de plutônio é lavada com ácido nítrico. O plutônio é então reduzido a plutônio trivalente pela introdução de nitrato de hidroxilamina. O plutônio é removido do solvente por uma solução aquosa de nitrato de hidroxilamina, hidrazina e ácido nítrico. A recuperação de prata se dá em uma unidade de separação eletrolítica e tem alto rendimento. O solvente orgânico é misturado com uma solução adicional de plutônio antes de ser enviado para o processo de recuperação de urânio. A criticalidade é um aspecto importante devido à presença de urânio altamente enriquecido. É necessário realizar a diluição isotópica através da adição de urânio exaurido para reduzir a concentração de urânio -235 abaixo de 30%.
- iii. O plutônio é oxidado novamente a plutônio tetravalente pela passagem de fumos de NOx através da solução de plutônio.
- iv. O plutônio é então precipitado com excesso de ácido oxálico ( $H_2C_2O_4$ ), como oxalato de plutônio, que é coletado em um filtro. O oxalato é seco e calcinado a  $PuO_2$ , que é estocado para o uso no processo de fabricação de combustível.

No processo de fabricação de combustível, o óxido de plutônio polido é misturado com óxido de urânio e sucatas recicladas para produzir a mistura inicial MOX que contém 20% de plutônio. Esta mistura é submetida a um processo de homogeneização micronizada em um moinho de bolas e misturada com óxido de urânio e sucatas recicladas adicionais para produzir a mistura final com o teor de plutônio requerido variando de 2,3 a 4,8%. Esta mistura final é então homogeneizada para encontrar a rigorosa distribuição de plutônio requerida. Durante a homogeneização final, lubrificantes e formadores de pó são adicionados para controlar a gravidade específica.

O pó homogeneizado é transferido pneumaticamente do homogenizador para a tremonha de alimentação da prensa sob pressão negativa. O pó é transferido por gravidade para o fundo da prensa, seguindo então para a sinterização que transforma o pó prensado em um material cerâmico duro.

O processo de sinterização é realizado em um forno onde as pastilhas são aquecidas a altas temperaturas (em torno de 1700 °C) sob arraste de gás utilizando mistura não explosiva de argônio e hidrogênio. Esta atmosfera específica do forno

controla a sinterização e a estequiometria da pastilha não sendo sujeita a detonação e deflagração inadvertidas devido à baixa concentração de hidrogênio. Os lotes de pastilhas com aproximadamente 10 kg são posicionados em um prato de molibdênio e então transferidos para o forno. Uma câmara de entrada e saída do forno é necessária para mudanças na pressão atmosférica.

As pastilhas sinterizadas são retificadas para encontrar o tamanho e rugosidade necessários ao atendimento das especificações do combustível. O processo de retificação é realizado em quatro câmaras com luvas (*gloveboxes*). Um sistema de remoção de poeira composto por um extrator e um filtro é instalado na unidade para minimizar o espalhamento de pó nas câmaras com luvas.

Após as pastilhas serem retificadas, elas são inspecionadas automaticamente e visualmente e classificadas. As pastilhas dentro das especificações são alinhadas e carregadas nas varetas.

Instalações de fabricação de combustível, devido ao seu grande inventário de material radioativo e à grande diversidade de processos, têm o maior potencial para a ocorrência de criticalidade. Excursões de criticalidade podem ocorrer em várias áreas de processo, mas a área de conversão  $UF_6 - UO_2$  é considerada a mais suscetível a desencadear um acidente desta natureza.

A maioria das instalações de fabricação de combustível manuseia somente urânio com baixo teor de enriquecimento (com enriquecimento até 5% U-235). Além disso, a etapa de produção realizada por via seca é inerentemente segura devido à ausência de moderador. Nas etapas onde são utilizados fluidos hidrogenados são aplicados controles de massa ou geometria. Em alguns casos, absorvedores de nêutrons fixos são adicionalmente utilizados para manter a condição de subcriticalidade, mesmo em caso de moderação e interação acidental de nêutrons. Exposição extramuros decorrente de produtos de fissão gerados em acidentes de criticalidade é normalmente considerada insignificante e o principal perigo são os campos de radiação locais produzidos pela excursão nuclear.

Acidentes de criticalidade em instalações com baixo teor de enriquecimento de urânio são possíveis, porém improváveis. Em mais de 200 plantas-ano de operação, nenhum acidente ocorreu em instalação de fabricação de combustível de urânio com baixo teor de enriquecimento, pois excursões de criticalidade com urânio com baixo teor de enriquecimento exigem condições cuidadosamente controladas.

Na fabricação de combustível MOX o aspecto de segurança química e de

processo mais significativo envolve a reatividade de substâncias químicas intermediárias, perigos associados à toxicidade química e áreas de eletrólise.

Na presença de nitrato de metais pesados ou solução de ácido nítrico, o TBP irá formar complexos de nitrato que podem reagir exotermicamente. As reações exotérmicas do TBP com o nitrato são freqüentemente conhecidas como reações do óleo vermelho, devido à coloração observada na mistura nitratos/TBP/diluentes e resíduos. Muitos esforços têm sido feitos para prevenir estas reações exotérmicas pela limitação do aquecimento a 135 °C. Entretanto, vários eventos destrutivos têm ocorrido na presença de controles de segurança e a temperaturas relativamente baixas.

## **2.2 ANÁLISE HISTÓRICA DE ACIDENTES EM INSTALAÇÕES DO CICLO DO COMBUSTÍVEL**

As plantas de potência nuclear em função da ocorrência de acidentes como *Three Mile Island* e *Chernobyl*, estabeleceram sistemas de relatórios para acumular e disseminar a informação como o INES (*International Nuclear Event Scale*) e o IRS (*Incident Reporting System*).

As instalações do ciclo do combustível não são tão bem documentadas. Apesar dos processos envolvidos nessas instalações apresentarem temperaturas, pressão e energia potencial muito menores que os processos envolvidos nos reatores de potência, o que faz com que desvios da operação normal sejam menos propensos a desenvolver rapidamente situações perigosas, os processos envolvidos nas instalações do ciclo do combustível nuclear envolvem materiais físséis solúveis em soluções, solventes inflamáveis e substâncias tóxicas. Por isso, a ocorrência de eventos de criticalidade, explosão, incêndios e vazamento de substâncias radioativas não deve ser desprezada.

Como em outras áreas, incidentes e acidentes têm ocorrido nas instalações do ciclo do combustível, apesar de todas as precauções técnicas e operacionais. Normalmente, estes eventos anormais são reportados às autoridades. Alguns cuidados são tomados para levantar estas informações com o objetivo de melhorar a segurança da instalação e fornecer informações ao público e à comunidade científica. Uma vez que pequenos incidentes são reportados e sumarizados, o público pode concluir que a indústria do ciclo do combustível é afetada por uma interminável série de incidentes. Certamente, deve-se admitir que os incidentes tenham ocorrido e ocorrerão no futuro, porém comparados com outros setores da indústria, os registros de segurança em todos os estágios da indústria do ciclo do combustível nuclear exceto o reator são impressionantemente bons.

Bodeau et alii, (USNRC, 1981) compilaram em um banco de dados informações reportadas entre 1950 e 1978 de 1634 incidentes, acidentes e ocorrências anormais em instalações comerciais relacionadas como o ciclo do combustível (mineração, beneficiamento, enriquecimento, e fabricação do elemento combustível, estocagem e reprocessamento de combustível exausto, reciclagem de substâncias fissionáveis, gerenciamento de resíduos radioativos e transporte).

Quando analisamos os eventos listados segundo suas causas, observamos que os autores agruparam as causas em classes de interesse para a análise:

- ◆ Deficiência de Projeto / Engenharia;
- ◆ Deficiência de Gerenciamento / Administração;
- ◆ Deficiência de Equipamento/ Planta;
- ◆ Deficiência do operador

A Tabela 2.4 apresenta a sumarização das causas dos incidentes relacionadas com o tipo de instalação.

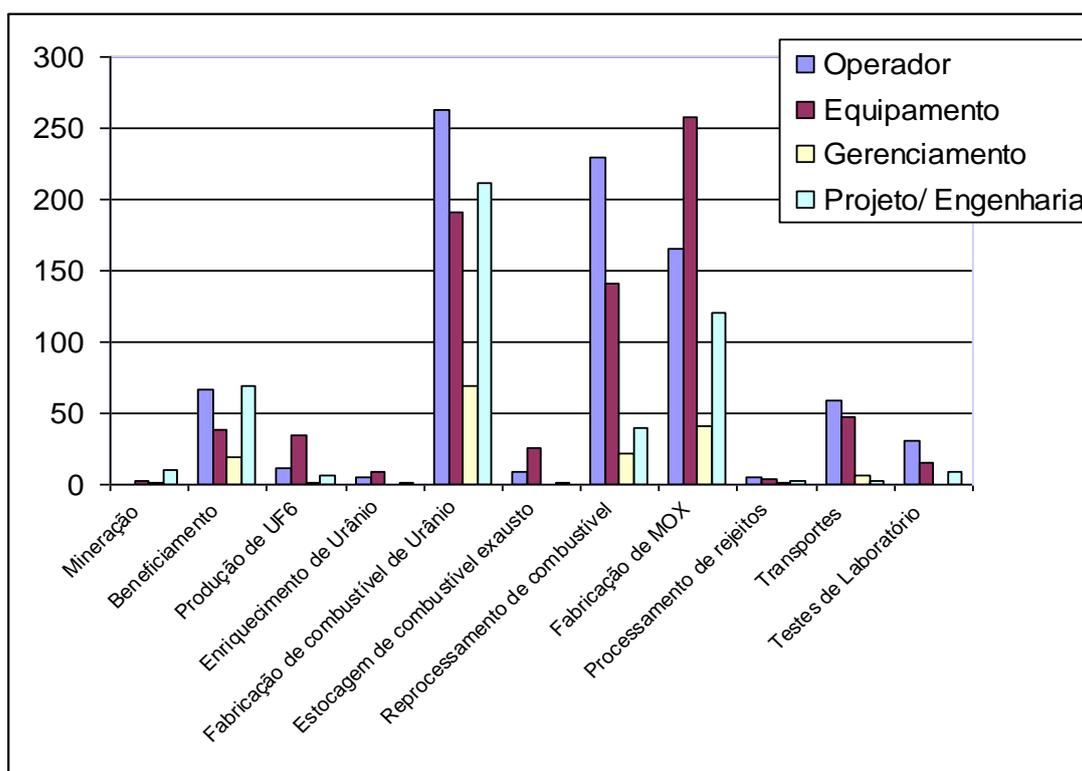
**Tabela2.4:** Sumarização dos Incidentes por Grupo de Causas e por Tipo de Instalação

Tipo de Instalação	Número de Incidentes Para os Quais as Causas Foram Reportadas	Número de Causas Distribuídas Nos Grupos de Causas	Número de Incidentes e Porcentagens de Todas as Causa Por Grupo de Causas							
			Operador		Equipamento		Gerenciamento		Projeto/ Engenharia	
			Número	%	Número	%	Número	%	Número	%
Mineração	9	14	0	0	3	21	1	7	10	71
Beneficiamento	113	212	67	32	38	18	19	9	69	35
Produção de UF <sub>6</sub>	27	54	12	22	34	63	1	2	6	11
Enriquecimento de Urânio	9	19	5	26	9	47	0	0	1	5
Fabricação de combustível de Urânio	419	745	263	35	191	26	69	9	211	28
Estocagem de combustível exaurido	30	50	9	18	26	52	0	0	1	2
Reprocessamento de combustível	308	460	229	50	141	31	22	5	40	9
Fabricação de MOX	328	597	165	28	258	43	41	7	120	20
Processamento de rejeitos	7	15	5	33	4	27	1	7	3	20
Transportes	94	200	59	30	48	24	6	3	3	2
Testes de Laboratório	32	55	31	56	15	27	0	0	9	16

A partir dos dados apresentados é possível observar que: para o grupo de causas relacionadas às causas operacionais, dois tipos de instalações apresentam alta percentagem de ocorrência testes de laboratórios, com 56% e instalações de reprocessamento de combustível com 50%. Em contrapartida, dois tipos de instalação exibem baixas porcentagens de ocorrência para este grupo de causas, estocagem de combustível exausto com 18% e mineração, para a qual nenhuma causa operacional foi relatada.

Para a classe Deficiência de Equipamento, quatro instalações mostram altas porcentagens, produção de UF<sub>6</sub> (63%), estocagem de combustível exausto (52%), enriquecimento de urânio (47%) e fabricação de MOX (43%). Instalações como beneficiamento (18%) e mineração (21%) apresentam baixas porcentagens para esta classe. A classe Deficiência de Gerenciamento não é muito freqüente para a indústria, mas apresenta algumas ocorrências para o beneficiamento e a fabricação de combustível de urânio, ambas com 9%.

A mineração tem de longe a maior percentagem na classe Deficiência de Projeto, 71%, seguida pelo beneficiamento, 35%. Dentre os tipos de instalações que possuem as menores porcentagens de causas relacionadas com esta classe estão a estocagem de combustível exausto (2%) e o enriquecimento de urânio (5%). A partir da Tabela 2.4 foi gerado o gráfico da Figura 2.9 que mostra a distribuição dos eventos por grupo de causas.



**Figura 2.9:** Distribuição dos Eventos por Grupo de Causas

De uma forma geral os autores concluem que:

1 – o reprocessamento de combustível e as operações de pesquisa e teste são altamente influenciados pelo desempenho pessoal;

2 – Aquelas operações nas quais a qualidade e condição dos equipamentos têm grande efeito na segurança são a produção de UF<sub>6</sub>, a fabricação de combustível de UF<sub>6</sub> e a estocagem de combustível exaurido;

3 – Pode-se perceber que a fabricação de combustível de urânio; fabricação de combustível de MOX e beneficiamento, mineração e processamento de resíduos são altamente afetadas pela qualidade das atividades de gerenciamento;

4 – Aparentemente, as funções de projeto são importantes na condução da fabricação de combustível de urânio; fabricação de combustível de MOX, beneficiamento e mineração.

As conseqüências radiológicas dos eventos ocorridos na indústria do ciclo do combustível nuclear exceto o reator, não representam um grande problema quando comparadas a outros tipos de indústrias. Em todos os 1634 eventos, apenas 2 pessoas morreram, 6 foram hospitalizadas e 19 sofreram pequenos ferimentos.

A Tabela 2.5 apresenta a sumarização dos eventos em função da quantidade de radiação liberada por tipo de instalação.

**Tabela 2.5:** Sumarização dos Eventos em Função da Quantidade de Radiação Liberada por Tipo de Instalação

Tipo de Instalação	Número Total de Incidentes	Quantidade de Radiatividade Liberada			
		Liberação dentro da instalação		Liberação fora da Instalação	
		Abaixo do Limite	Acima do Limite	Abaixo do Limite	Acima do Limite
Mineração	11	0	0	0	0
Beneficiamento	154	6	31	3	15
Produção de UF6	28	1	18	0	1
Enriquecimento de Urânio	12	0	0	0	0
Fabricação de combustível de Urânio	495	16	144	0	7
Estocagem de combustível exausto	31	0	5	0	0
Reprocessamento de combustível	354	6	16	6	10
Fabricação de MOX	391	17	93	3	5
Processamento de rejeitos	8	1	0	0	0
Transportes	97	2	9	2	2
Testes de Laboratório	53	1	10	1	1

Quando os dados são sumarizados em relação à liberação de radioatividade observa-se que liberações para fora da instalação acima dos limites permitidos ocorrem para poucos tipos, exceto para o beneficiamento (10%). Entretanto, há alta proporção de incidentes envolvendo liberações dentro da instalação acima dos limites permitidos, como a produção de UF6 (64%) e a fabricação de combustível de urânio e de MOX (29% e 24%, respectivamente).

Uma visão geral dos efeitos sobre as pessoas é apresentada na Tabela 2.6. Na média, os incidentes em instalações de produção de UF<sub>6</sub>, enriquecimento e fabricação de combustível de urânio e fabricação de combustível de MOX envolveram um número maior de vítimas que os incidentes em outras instalações. Pode-se

mencionar ainda que aproximadamente 99% de todas as vítimas envolvidas em incidentes no ciclo do combustível foram submetidos a vários tipos de exposição (real, ou seja, baseada em monitoração individual ou técnica, baseada em registros); menos de 2% sofreram outras conseqüências não radiológicas.

**Tabela 2.6:** Sumarização dos Eventos em Função do Número e Tipos de Vítimas por Tipo de Instalação

Tipo de Instalação	Número Total de Incidentes	Número de Pessoas Envolvidas	Número de exposto		Número de vítimas Fatalidades	Número de Vítimas Hospitalizadas	Números de Vítimas com ferimentos menores
			Real <sup>1</sup>	Técnico <sup>2</sup>			
Mineração	11	3	3	0	0	0	0
Beneficiamento	154	212	179	32	0	0	0
Produção de UF6	28	107	107	0	0	0	0
Enriquecimento de Urânio	12	25	18	7	0	0	0
Fabricação de combustível de Urânio	495	1090	887	83	1	2	10
Estocagem de combustível exausto	31	0	0	0	0	0	0
Reprocessamento de combustível	354	368	296	66	1	0	2
Fabricação de MOX	391	957	879	70	0	2	1
Processamento de rejeitos	8	3	3	0	0	0	0
Transportes	97	26	17	1	0	2	6
Testes de Laboratório	53	69	44	25	0	0	0

<sup>1</sup> Baseado na monitoração individual

<sup>2</sup> Baseado em registros de exposição com algumas incertezas.

Quando estes 1634 eventos são sumarizados em relação ao produto envolvido, constata-se que 28 têm relação como a produção de UF<sub>6</sub>. Da análise destes 28 eventos, relacionados com a produção de UF<sub>6</sub>, constata-se que 12% das causas foram decorrentes de erros operacionais, 11% de erros de projeto, 63% falhas de equipamentos e da instalação em geral, 2% a falhas de gerenciamento e 12% a outras causas.

Quanto às liberações, dos 28 eventos apenas um levou a liberações externas superiores aos limites permissíveis. Em todos os 28 incidentes ocorridos na produção de UF<sub>6</sub> houve um total de 107 pessoas envolvidas, das quais nenhuma morreu, nem foi hospitalizada e nem sofreu ferimentos leves.

Em 1996 a IAEA, (AIEA, 1996) com o intuito de fornecer uma visão geral da segurança nas Instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator, sumarizou 58 incidentes da coletânea tratada no estudo de Bodeau *et alii*. Estes incidentes foram previamente classificados como pelo menos significativos.

Neste contexto, os eventos pelo menos significativos são os de criticalidade, explosão, incêndio ou vazamento de substância radioativa que podem causar danos sérios aos trabalhadores, instalações ou público.

A Tabela 2.7 apresenta a distribuição dos incidentes ao longo das décadas em função dos eventos finais. Pode-se observar que o número de eventos cresce significativamente a partir da década de setenta e que a maior contribuição é a dos eventos de vazamento.

**Tabela 2.7:** Distribuição dos Incidentes ao Longo das Décadas em Função dos Eventos Finais

Evento	Anos 50	Anos 60	Anos 70	Anos 80	Anos 90	Total
Criticalidade	3	3	2			8
Criticalidade Potencial				1	2	3
Explosão	3		2		3	8
Explosão Potencial					1	1
Incêndio	1	1		2	2	6
Perigo de incêndio					1	1

Evento	Anos 50	Anos 60	Anos 70	Anos 80	Anos 90	Total
Vazamento e contaminação	2		12	9	6	29
Outros			1	1		2
Total	9	4	17	13	15	58

Quando os dados são sumarizados em função do tipo de instalação, observa-se que a maioria dos incidentes reportados ocorreu em plantas de reprocessamento ou de processo químico. O perigo envolvido nas plantas de reprocessamento está associado a soluções de substâncias físeis e produtos químicos pirofóricos. Hoje, os projetos de reprocessamento já levam em consideração estes incidentes, o que torna improvável este tipo de incidentes ocorrerem novamente. A Tabela 2.8, apresenta a sumarização dos incidentes em função do tipo de instalação pelo evento final.

**Tabela 2.8:** Distribuição dos Incidentes em Função do Tipo de Instalação pelo Evento Final

Evento	Reprocessamento	Enriquecimento	Conversão	Fabricação de Combustível	Outros	Total
Criticalidade	8					8
Criticalidade Potencial	1			2		3
Explosão	5			1	2	8
Explosão Potencial	1					1
Incêndio	5			1		6
Perigo de incêndio					1	1
Vazamento e contaminação	16	3	5	4	1	29
Outros	1	1				2
Total	37	4	5	8	4	58

Na Tabela 2.9, estão sumarizados os eventos segundo as suas causas.

**Tabela 2.9:** Distribuição dos Incidentes em Função das Causas

Tipo de Causa	Descrição	Número total de eventos
Causas Físicas	A1 – Falha ou problemas mecânicos ( corrosão, vibração, problemas de bombas, etc)	15
	A2- Falhas Elétricas (curto -circuitos, sobretensão, etc)	1
	A3 - Falhas químicas ( reações químicas, incêndios, etc)	5
	A4 - Falhas de instrumentação (perda de sinal, falha de indicadores, etc)	3
Erros Humanos	B1 – Deficiências de projeto ou análise de segurança	9
	B2 – Erros ou deficiências de fabricação, construção ou instalação	2
	B3 – Erro operacional	35
	B4 – Falta de cuidado	14
	B5 – Entendimento ou decisão errada	45
	B6 – Erros de inspeção ou manutenção	4
	B7 – Deficiências no gerenciamento	5
	B8 – Deficiência de manuais ou procedimentos	3
	B9 – Violação de procedimentos	5
	B10 – Problemas de comunicação	3

Muitos acidentes são o resultado de uma combinação de deficiência no projeto ou no equipamento, deficiências no gerenciamento ou procedimentos e erros operacionais. As principais causas, apresentadas na Tabela 2.9, podem ser distribuídas nessas três categorias conforme a Tabela 2.10.

**Tabela 2.10:** Sumarização dos Incidentes em Função das Categorias de Causas

Categoria	Eventos envolvidos	Número total de eventos	Distribuição (%)
Deficiências no projeto ou no equipamento	A1, A2, A3, A4, B1	32	30
Deficiências no gerenciamento ou procedimentos	B7, B8	12	10
Erros operacionais	B2, B3, B4, B5, B6, B9, B10	41	44

As consequências a pessoas foram sumarizadas na Tabela 2.11. Através de análise dos relatórios dos eventos pode-se observar que os incidentes de criticalidade causam radiação aos trabalhadores, mas não geram danos a equipamentos. Nenhum dos eventos levou a doses ao público. Em alguns, a pronta resposta ao alarme de acidente de criticalidade contribuiu para que não ocorresse a exposição de trabalhadores a poucos metros do vaso de reação.

Quanto à morte decorrente do vazamento de  $UF_6$  é importante salientar que como o  $UF_6$  reage vigorosamente com a umidade do ar gerando HF e  $UO_2F_2$  normalmente as fatalidades decorrentes de vazamento de  $UF_6$  estão associadas ao HF que é um gás tóxico e corrosivo.

**Tabela 2.11:** Sumarização dos Incidentes em Função das Consequências

Evento Final	Mortes	Feridos	Exposição a contaminação
Criticalidade	2	-	5 seriamente; 12 significativamente
Explosão	-	1	10000 pessoas evacuadas
Vazamento	1	-	-

## CAPÍTULO 3

### **ORIGEM DA REGULAMENTAÇÃO DE SEGURANÇA - ASPECTOS DA ABORDAGEM DETERMINÍSTICA**

#### **3.1 INTRODUÇÃO**

Os sistemas reguladores conservativos utilizam abordagens determinísticas como as de defesa em profundidade e margens de segurança. Estas abordagens, normalmente, se caracterizam por escolher um caminho clássico para proteger um determinado sistema das incertezas associadas aos seus cenários de falha. Este caminho, via de regra, segue as seguintes etapas:

- I. Identificação do grupo de seqüências de eventos de falhas que levam à cenários de acidentes (pior caso) críveis (acidentes base de projeto);
- II. Previsão das suas conseqüências;
- III. E, em conformidade com o projeto, proposição de barreiras de segurança para prevenir tais cenários e para proteger das suas conseqüências associadas, bem como mitigá-las.

Dentro desta estrutura, são estabelecidas as margens de segurança contra o cenário através da regulamentação de projeto e operação sob a crença de que o máximo acidente possível (*worst case*) identificado irá englobar todos os acidentes possíveis. O princípio subliminar é que se um sistema é projetado para resistir ao pior caso de acidente possível, então este por definição estará protegido contra qualquer outro acidente esperado.

Apesar da relação com o pior caso implicar em subjetividade e arbitrariedade na definição do evento acidental (ZIO, 2009), esta abordagem vem sendo classicamente empregada em muitas áreas tecnológicas, o que favorece a consideração de cenários caracterizados por conseqüências realmente catastróficas embora altamente indesejáveis. Além disso, difunde a imposição de encargos reguladores rigorosos e desnecessários, bem como um excessivo conservadorismo no projeto e operação do sistema e suas barreiras de proteção.

Uma abordagem mais racional e quantitativa tem sido impulsionada por projetistas, reguladores e gerentes de segurança de sistemas perigosos.

### **3.2 A ORIGEM DA UTILIZAÇÃO DOS MÉTODOS PROBABILÍSTICOS NA REGULAMENTAÇÃO DE SEGURANÇA**

As primeiras considerações de segurança na área nuclear começaram durante a segunda guerra mundial com o Projeto Manhattan<sup>3</sup>. O Projeto Manhattan incluía várias disciplinas separadas: física experimental e teórica, engenharia química, engenharia elétrica e engenharia mecânica.

Nesse projeto, a construção do reator nuclear ficou a cargo dos engenheiros químicos da *DuPont Corporation - DuPont*. Estes trouxeram uma nova ótica de segurança, em divergência com a filosofia de trabalho dos físicos que conduziram os esforços de projeto para pequenos reatores construídos em Oak Ridge.

Usando a experiência em processos químicos, os engenheiros da *DuPont* desmembraram o projeto do reator em pequenos projetos, relativamente independentes, que poderiam ser tratados isoladamente de forma que qualquer sistema dependente destes módulos poderia ser projetado.

Essa abordagem criou o conceito de independência funcional e estrutural, que, mais tarde, deu origem ao conceito de defesa em profundidade, que promove camadas de barreiras independentes para prevenir vazamento de substância radioativa para o meio ambiente.

Os engenheiros da *DuPont* tinham uma grande carência de registros históricos relativos à tecnologia nuclear, o que os levou a incorporar características de segurança, como a redundância e grandes margens de segurança nos sistemas projetados, para limitar vazamentos de efluentes radioativos para o ambiente com o objetivo de superar as incertezas na caracterização da performance e efetividade das barreiras.

Para avaliar a eficiência e o desempenho dos sistemas de segurança, os engenheiros da *Atomic Energy Commission – AEC* propuseram o uso de uma abordagem determinística, evitando assim a necessidade de avaliar as incertezas envolvidas. Como consequência, eles conceberam o conceito de acidente base de projeto para medir a eficácia das barreiras e sistemas de segurança. A segurança foi, portanto, definida como a habilidade do reator nuclear resistir a um conjunto fixo de

---

<sup>3</sup> Projeto dirigido pelo General Leslie R. Groves para desenvolver as primeiras armas nucleares pelos Estados Unidos com apoio do Reino Unido e do Canadá.

cenários de acidentes prescritos e julgados pelos especialistas da AEC como os eventos adversos mais significativos em uma planta nuclear.

Nessa ocasião, década de 40 do século passado, a principal premissa era que se a planta pudesse suportar o acidente base de projeto, ela poderia suportar qualquer outro.

Como parte da filosofia de defesa em profundidade, a AEC solicitou múltiplas barreiras, equipamentos sobressalentes e redundâncias no projeto de segurança, pois acreditava que em geral acidentes seriam críveis se sua ocorrência pudesse estar relacionada a uma única falha de equipamento ou erro operacional.

Diante do exposto acima, é possível acreditar que o conceito de defesa em profundidade, originado nos anos 40, era dominado pela falta de conhecimento preciso das margens de segurança dos projetos, sendo baseado nos seguintes princípios reguladores:

- I. Uso de múltiplas barreiras passivas ou ativas de engenharia para excluir qualquer falha que leve ao vazamento de material radioativo;
- II. Incorporação de grandes margens de projeto para superar qualquer falta de conhecimento preciso (incertezas epistêmicas) sobre a capacidade das barreiras e a magnitude das modificações impostas por condições normais ou de acidente.
- III. Aplicação de princípios de garantia da qualidade no projeto e na fiscalização;
- IV. Operação dentro dos limites de segurança pré-determinados;
- V. Testes, inspeções e manutenção contínuos para preservar as margens originais dos projetos.

Mesmo que as considerações formais acerca do risco e da confiabilidade não fossem preocupações da AEC, foi reconhecido, entretanto, que não era possível eliminar todo o risco através do princípio de defesa em profundidade e dos métodos de acidente base de projeto.

### **3.2.1 Evolução Histórica da Utilização das Abordagens Com Informação do Risco**

No final dos anos 40 e em quase toda a década de 50 a atitude do público com respeito à tecnologia nuclear era altamente favorável (MODARRES, 2005). No final dos anos cinquenta e início da década de sessenta, entretanto, o público começou a se tornar mais ciente e preocupado com os perigos da radiação, como conseqüência do aprendizado sobre os danos das precipitações radioativas oriundas dos testes com armas nucleares.

Com o propósito de contribuir na orientação das deliberações do congresso a respeito do *Price Anderson Act*, sobre os danos potenciais decorrentes de um acidente com reatores, em 1957 a AEC publicou o relatório WASH-740 (US AEC, 1957), o primeiro olhar abrangente das conseqüências de um grande acidente nuclear. De uma forma simplista, o *Price Anderson Act* é o equivalente ao que no Brasil é o seguro de responsabilidade civil.

Na década seguinte, outros métodos de avaliação foram desenvolvidos fora dos EUA. Na França, os métodos de avaliação foram centrados no conceito de “barreiras de defesa em profundidade”. No Reino Unido, F. R. Farmer, Diretor de Segurança da *United Kingdom Atomic Energy Authority* (UKAEA) enviou, em 1967, para a conferência da AIEA em Viena um artigo intitulado “*Reactor Safety and Siting: A proposed Risk Criterion*” (Farmer, 1967). Este artigo inclui as famosas curvas Farmer e propôs a utilização de um enfoque probabilístico para a avaliação da segurança nuclear. Esse método sugeria um critério de aceitabilidade que se apresentava entre a freqüência prevista de um acidente e suas máximas conseqüências. O critério Farmer era definido no espaço de risco e dano, caracterizado pela probabilidade - conseqüências.” (SALATI, 2005).

Farmer (Bourgeois, 1997) propôs valores numéricos para o seu critério. Os argumentos em favor de substituir o enfoque utilizado nos Estados Unidos baseado no máximo acidente crível recebia cada vez mais apoio dentro da comunidade internacional. Sabia-se que colocar em prática um enfoque puramente probabilístico implicaria em muitas dificuldades, porém acreditava-se que as dificuldades poderiam ficar em segundo plano em prol do desenvolvimento da abordagem probabilística.

A ambição de Farmer e de muitos outros, era alcançar um dia a estimativa da aceitabilidade dos riscos de uma instalação a partir do academicismo um pouco arbitrário das análises de segurança no modelo americano.

Com o aumento do número de plantas de potência tanto em construção como prontas e o aumento do tamanho dos reatores, durante a década de sessenta e o início da década de setenta, a segurança de reatores se tornou uma importante questão de política pública. Debates amargos sobre a confiabilidade do sistema de resfriamento de emergência do núcleo – *Emergency Core Cooling Systems – ECCS*, a integridade do vaso de pressão do reator e a probabilidade de um grande acidente foram se tornando cada vez mais freqüentes e ocuparam a AEC, o congresso, a indústria nuclear, ambientalistas e a mídia.

Ao longo da década de sessenta houve um aumento do desejo e interesse público em saber se as plantas nucleares eram seguras ou não. O desejo de garantias de segurança tornou-se mais urgente no final dessa década e início da década de setenta. Em 1972 o então Senador John O. Pastore, presidente do *Joint Committee on Atomic Energy - JCAE*, ajudou a iniciar o projeto que se tornou conhecido como *Reactor Safety Study (RSS)* ou *Rasmussen Report* o WASH – 1400 (US NRC, 1975).

Após a publicação do RSS, houve muita discussão em torno do relatório e de pronto muitos membros da NRC tentaram recusar o estudo. Como solução, foi estabelecido um grupo de revisão, o *Risk Assessment Review Group*, e o Dr. Harold Lewis, da Universidade da Califórnia, foi convidado para presidi-lo. Para os seus autores, era evidente que a metodologia do RSS era a única e a mais poderosa ferramenta capaz de melhorar a regulamentação e o licenciamento de plantas de potência nuclear. Entretanto, não era claro como a metodologia do RSS poderia ser usada no processo de tomada de decisão reguladora. Infelizmente, o estudo se tornou a peça chave da feroz controvérsia política sobre a segurança e aceitabilidade de usinas nucleares nos Estados Unidos (MODARRES,2005). Como consequência, a NRC não abraçou de imediato o poder da nova metodologia e inibiu a total aceitação da metodologia do RSS para o projeto de regulamentação de segurança. Diante deste cenário, pode-se concluir que se não fosse pela defesa perseverante do Professor Rasmunssen após a divulgação do estudo, a metodologia de PRA e os resultados do RSS poderiam ter sido totalmente condenados ao ostracismo.

Durante a revisão do comitê Lewis foram levantadas tanto qualidades como inconsistências ou tratamento inadequado de algumas questões. Dentre as qualidades, podem-se citar o uso de metodologias de árvore de falhas/árvores de eventos; esforços para tornar o estudo de segurança de reatores mais racional e a identificação de importantes caminhos de acidentes sob investigação previamente na NRC. Entre as falhas ou inconsistências o Comitê Lewis identificou: (i) a falta de dados

precisos para cálculos/ análise de processos; (ii) a falta de dados precisos para estimar confiabilidade de equipamentos; (iii) conclusões de que a contribuição de alguns acidentes externos é desprezível para o risco; e (iv) total dificuldade em encontrar dentro do relatório alguns impactos à saúde causados pelo vazamento de radiação, entre outros.

O Relatório do Comitê Lewis dizia que apesar das insuficiências o relatório WASH-1400 fornecia, naquele momento, a mais completa imagem da probabilidade de acidentes associada com os reatores nucleares. E a abordagem de tratar em par a análise de árvores de falhas e eventos com a base de dados adequada era a melhor ferramenta disponível para quantificar essa probabilidade.

Com certeza, a crítica mais importante ao RSS não foi sobre seu conteúdo e sim sobre como o relatório estava sendo usado. Havia casos em que o relatório estava sendo usado como veículo de julgamento da aceitabilidade do risco de reatores. Em outros, o relatório estava sendo usado prematuramente como uma estimativa do risco absoluto de acidentes sem a consideração do grande espectro de incertezas envolvidas (MODARRES 2005).

Os resultados obtidos pelo WASH-1400 foram comparados com os resultados de um estudo análogo feito no Reino Unido em 1978, para os riscos de uma zona industrial em *Canvey Island*, nas margens do Tâmesa (Bourgeois, 1997). Esta comparação mostrou que os dados indicavam um risco de 100 a 1000 vezes menor para um acidente nuclear em relação a um acidente com a indústria petroquímica (SALATI, 2005).

Entretanto, o fator determinante na evolução da aceitação das metodologias apresentadas no RSS foi o acidente de *Three Mile Island (TMI)* em 1979. O acidente de TMI confirmou uma das grandes contribuições do RSS, que mostrava os pequenos acidentes de perda de refrigerante, *Loss Of Coolant Accident – LOCA*, como mais significativos para o risco do que o grande LOCA que, naquela época, era utilizado pela NRC como acidente base de projeto para o licenciamento de reatores.

O relatório também salientou o papel potencial do erro humano, que se mostrou por si só um fator altamente significativo no acidente de TMI quando o operador desligou o ECCS (apesar do fato deste erro em particular não ter sido considerado no RSS).

A publicação do Relatório do Comitê Lewis e posteriormente a do Relatório do Acidente de *Three Mile Island*, (KEMENY, 1979) despertou o interesse da indústria

em entender os riscos operacionais associados aos reatores nucleares, já que tanto os danos físicos como as perdas econômicas foram altos. Em decorrência a NRC começou a dedicar recursos adicionais em direção à expansão do uso da APS na indústria e no final da década de 70 foram iniciados diversos de estudos de APS como, por exemplo, o estudo que originou na primeira priorização baseada em riscos de elementos genéricos de segurança (MODARRES,2005).

Entre 1979 e 1982 a NRC se comprometeu com dois projetos de estudos de PRA. O primeiro, O *Reactor Safety Study Methodology Application Program* (RSSMAP) destinado à aplicação da metodologia do RSS em outros projetos de reatores. O segundo o *Interin Reliability Evaluation Program* (IREP), um programa destinado a desenvolver padrões para estudos de segurança e confiabilidade. Com essas iniciativas, cresceu a confiança na utilização das técnicas de análise probabilística de riscos como um caminho para resolver questões de segurança envolvendo acidentes base de projeto como o *Antecipated Transient Without Scram* (ATWS) e o *Station Blackout Rules*.

Paralelamente aos esforços da NRC relativos à análise probabilística de riscos, até a metade da década de oitenta muitos operadores realizaram estudos com o objetivo de facilitar melhorias técnicas ou caracterizar o risco para a população local. Os estudos foram evoluindo e o foco passou a ser o desenvolvimento de metodologias avançadas para determinar as incertezas de forma mais sistemática.

O acidente de Chernobyl, que em 1986 ocasionou a dispersão de radioatividade pela atmosfera e contaminação de outros países, veio demonstrar a possibilidade de um acidente de grande porte afetar outras regiões além do local onde se situava a instalação. A falta de informação que se seguiu ao acidente, com tentativas da antiga União Soviética de ocultá-lo, acabou dando origem à Convenção de Segurança Nuclear, adotada pela AIEA (AIEA, 1994). Por esse documento, os países signatários assumem o compromisso de informar qualquer acidente ou incidente que possa vir a ter conseqüências fora de suas fronteiras. Neste mesmo ano nos Estados Unidos, a NRC começou um trabalho para atualizar o RSS levando em consideração os 10 anos de experiência operacional, os conhecimentos adquiridos com a análise probabilística de riscos e os avanços dos métodos.

Para tornar os métodos e abordagens baseados em risco disponíveis para a indústria, em novembro de 1988 a NRC emitiu o documento *Industrial Plant Examination for severe Accident Vulnerabilitie*, no qual, baseada no fato de que cada planta é única, a NRC solicita:

- I. Estudo do comportamento das sequências de acidentes maiores;
- II. Entendimento da sequência mais provável dos piores acidentes que poderiam ocorrer em cada planta;
- III. Obtenção de um melhor entendimento quantitativo sobre a probabilidade de danos ao núcleo e o vazamento de produtos de fissão; e
- IV. Se necessário, redução da frequência global de danos ao núcleo e vazamento de produto de fissão através de modificações, onde necessário, de hardware e procedimentos de prevenção ou mitigação de muitos acidentes;

Em 1990 a NRC forneceu diretrizes adicionais para o seu corpo técnico com foco nos objetivos de segurança, endossando aqueles relativos à frequência de acidentes com danos ao núcleo e grandes vazamentos de radioatividade.

Como resultado direto do conhecimento da indústria a respeito dos métodos de análise probabilística de riscos e dos resultados e ganhos obtidos através dos estudos das IPE, alguns líderes industriais iniciaram, no período de 1992 – 1993, um *lobby* para que a NRC baseasse algumas das suas decisões nos resultados das análises probabilísticas de riscos (MORDARES, 2005).

Em 1995, começa a ser divulgada a política da NRC para a implantação do processo de regulamentação das metodologias de utilização da informação do risco, com os esforços de incorporação de métodos de análise probabilística de segurança nas atividades regulatória na área nuclear. A política diz:

“O uso da técnica de APS deve aumentar em todos os aspectos reguladores proporcionalmente ao suporte do estado da arte dos métodos e dados, além de complementar a abordagem determinística e dar suporte à tradicional filosofia de defesa em profundidade da NRC”.

Também em 1995 o *Electric Power Research Institute* publicou um documento EPRI (1995) para ajudar a indústria a formalizar o processo de tomada de decisão usando a Avaliação Probabilística de Segurança.

Em 1998, a NRC introduziu um novo modelo para o *Reactor Oversight Process - ROP*, processo de fiscalização de reatores, cujo novo conceito preconizava a quebra do processo em três áreas estratégicas: segurança, proteção radiológica e proteção física (US NRC, 1999).

Em 2000, para facilitar o movimento em relação ao *Risk Informed Regulation*, a NRC iniciou muitas atividades em todas as áreas do *Reactor Oversight Process*, dentre elas o desenvolvimento de diretrizes em licenciamento baseadas na mudança da informação do risco, desenvolvimento de métodos, ferramentas e dados de análise

A tendência em direção à regulamentação da metodologia baseada na informação do risco tem aguçado o foco em segurança dos reguladores com a redução das responsabilidades reguladoras desnecessárias, visando um processo regulador mais eficiente. Um benefício colateral tem sido a oportunidade de atualizar as bases técnicas do processo regulador de modo a refletir avanços no conhecimento, métodos e décadas de experiência operacional.

Na Espanha, segundo EUROPEAN COMMISSION (2001), o desenvolvimento de metodologias para a utilização da informação do risco ocorreu paralelamente aos EUA. Durante o ano de 1998, a UNESA e a CSN decidiram recomendar a utilização da APS para definir modificações nos exigências de licenciamento (programas de inspeção em serviço, programas de teste em serviço, etc). Em função deste acordo, as diretrizes foram publicadas em outubro de 1998. Este documento descreve o processo geral para a utilização de APS, incluindo seus requisitos mínimos (escopo, nível de detalhe, manutenção e reavaliações periódicas).

O principal ganho deste esforço entre a indústria e o corpo regulador em obter uma posição comum a respeito da utilização de APS é a simplificação do processo de licenciamento utilizando a informação do risco. Entretanto, como as diretrizes estão formuladas em um documento geral, surgiu a necessidade de se estabelecer projetos específicos. Um destes projetos foi o desenvolvimento de diretrizes para a definição e avaliação do programa de inspeção em serviço com informação do risco para tubulações.

Estas diretrizes foram desenvolvidas para aplicação, em caráter voluntário, das metodologias americanas de utilização do risco, qualitativas e quantitativas, para as usinas espanholas.

Tanto a Bélgica como a Holanda são membros do grupo de trabalho do NRWG, apesar de não haver regulamentação de usinas nucleares em ambos os países que indiquem a adoção de metodologias de inspeção em serviço com informação do risco.

Na França, a metodologia *Optimisation de la Maintenance par la Fiabilité - OMF* foi desenvolvida para aplicar critérios de utilização da informação do risco para a otimização da manutenção de plantas, incluindo a inspeção em serviço.

A metodologia e o estudo piloto associado (AFWS de 900Mwe – PWR) foi submetida para comentários e aprovação das autoridades francesas de segurança ( EUROPEAN COMMISSION, 2001).

Na Suécia, a regulamentação define critérios de projeto, fabricação, inspeção e teste e reparo de componentes pressurizados. Esta regulamentação reflete uma combinação de parte do documento 10 CRF 10 50.55a e o código ASME. Uma recente atualização da regulamentação trata a utilização da inspeção em serviço com informação do risc através de abordagens qualitativas e quantitativas.

Embora, hoje, a abordagem corrente da inspeção em serviço com informação do risco seja largamente qualitativa, existe uma forte tendência em adotar metodologias quantitativas, o que é reforçado pelo sucesso da aplicação piloto Oskarshamn Unit 1, (BRICKSTAD, 1999).

Na Finlândia, os conceitos que sustentam a APS - TR, que é uma metodologia onde se simulam em tempo real os efeitos da modificação proposta no risco, são aplicados em muitas áreas da tomada de decisão reguladora. A Finlândia espera racionalizar a inspeção em serviço pela combinação de metodologias determinísticas e probabilísticas sob a iniciativa do órgão regulatório.

Para a indústria do Reino Unido, as propostas para a adoção das metodologias que utilizam informação do risco no gerenciamento de usinas nucleares representam uma evolução das práticas existentes.

O modelo de APS – TR foi desenvolvido com base no relatório de segurança pré - operacional (POSR). Ambos os modelos, APS - TR e PORS, têm sido usados para dar suporte às modificações propostas utilizando critérios de informação do risco para atender ao princípio ALARP. Conseqüentemente, qualquer proposta de adotar um gerenciamento com informação do risco ou em particular inspeção em serviço baseada em risco, será construída sobre fundamentações sólidas já disponíveis para gerar métodos coerentes de otimização e gerenciamento de riscos e benefícios.

Apesar de a Alemanha ter diretrizes para a revisão periódica de segurança (RPS) de usinas nucleares em operação, não há relatos da aplicação de inspeção em serviço com informação do risco.

Nas diretrizes alemãs, em alguns aspectos, o processo de tomada de decisão determinístico é suportado por critérios gerados pelas APS.

Na Suíça, as atividades de inspeção em serviço com informação do risco vêm progredindo desde 1997. O órgão regulatório da Suíça, Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) tem incentivado grupos de trabalho com o objetivo de adquirir entendimento da metodologia WOG. O HSK tem a expectativa de produzir diretrizes para a aplicação de uma metodologia quantitativa de inspeção em serviço com informação do risco dentro de dois anos.

A alta frequência de inspeção em serviço dos códigos russos (primeira inspeção após 20.000 horas, ou 2,3 anos de operação e inspeções subseqüentes em intervalos sucessivos de aproximadamente três anos e meio), comparadas com os 10 anos da Seção XI do código ASME, é um fator a favor da implantação de metodologias de inspeção em serviço com informação do risco.

Existem estudos sobre a exeqüibilidade de inspeção em serviço com informação do risco na Ucrânia, que é o maior operador de reatores VVER, tipo de reator utilizado nos países membros da antiga União Soviética e países do bloco leste. A República Tcheca participa como observadora do grupo de trabalho NRWG (com Hungria, Eslováquia e Eslovênia). Em função dos requisitos reguladores para inspeção em serviço da República Tcheca, acredita-se ser muito complicado introduzir uma metodologia de inspeção em serviço com informação do risco mas, ainda assim, o seu interesse na inspeção em serviço com informação do risco permanece. Uma prova disso é que a operadora NRI REZ é uma participante ativa no ENIQ TG4, (EUROPEAN COMMISSION, 2001).

### **3.2.2 A Evolução das Metodologias que Utilizam a Informação do Risco no Ciclo do Combustível**

As abordagens probabilísticas são muito menos desenvolvidas para as instalações do ciclo do combustível do que para os reatores de potência. Uma das principais razões é que a abordagem probabilística não pode ser aplicada e fornecer resultados confiáveis sem estar apoiada sobre um conjunto de dados estatísticos que hoje praticamente inexistem para as instalações do ciclo do combustível exceto o reator, já que quase todas as plantas apresentam características diferentes e muitas vezes são plantas únicas, GRENECHE (2008).

Ainda assim, nos Estados Unidos, a NRC foi motivada a rever a sua documentação (regulamentação) de segurança para as instalações do ciclo do combustível após um incidente de quase criticalidade em uma instalação de fabricação de combustível pouco enriquecido em maio de 1991.

Porém, somente em 1999 a IAEA (AIEA 2002) teve a iniciativa de começar a estudar a situação de regulamentação e as questões de segurança relacionadas às instalações do ciclo do combustível. A partir desta primeira iniciativa, a agência concluiu que havia mais de 250 instalações de diferentes tipos e capacidade em operação e cerca de 60 outras em construção através do mundo. Esta primeira iniciativa se deu em decorrência da análise dos registros de relatos de incidentes a partir dos quais se pode constatar que, em um período de oito anos, ocorreram mais de 25 incidentes nestas instalações, dos menos significativos aos mais significativos, como o acidente ocorrido em Tokai Mura no Japão em 1999 envolvendo criticalidade nuclear.

Em setembro de 2000 o regulamento 10 CFR Part 70 *Domestic Licensing of Special Nuclear Material* foi revisado para incorporar a parte H – *Performance Based and Risk Informed Integrated Safety Analysis Process*, com o objetivo de aumentar a confiança nas margens de segurança das instalações afetadas por estas regras.

Como resultado desta revisão, a comissão e o seu *staff* reconheceram a necessidade de revisar sua base reguladora para os licenciados da divisão de material nuclear, em especial para aqueles que possuem ou processam massa crítica de *SNM* (*Special Nuclear Materials*).

O corpo técnico concluiu que para aumentar a confiança nas margens de segurança em instalações que possuem esse tipo e quantidade de material, o

licenciado deve realizar uma análise de segurança integrada – ISA. A ISA é uma análise sistemática que identifica:

- I. Perigos internos e externos à planta e seus potenciais para iniciar sequências de acidentes;
- II. Potenciais sequências de acidentes e suas frequências e conseqüências;
- III. As estruturas, sistemas equipamentos e componentes e atividades humanas importantes para a segurança e para prevenir ou mitigar acidentes potenciais na instalação.

Em 2001, em seu documento *Nuclear Regulation Challenges Confronting Environment*, o *General Accounting Office (GAO)*, órgão ligado ao senado americano, apontou que a NRC terá que superar as dificuldades em aplicar a abordagem com informação do risco para as instalações da divisão conhecida como *Nuclear Material*, que inclui diversas atividades, como transporte e o uso de material radioativo com propósito industrial, médico e acadêmico. O principal desafio está associado com aplicações de uma metodologia com informação do risco para a divisão de materiais nucleares é implantar um processo de fiscalização de segurança e proteção física do ciclo do combustível.

Diferente das centrais nucleares, que possuem um número de similaridades de projeto, as instalações que preparam combustível para o reator realizam funções únicas e separadas. Por exemplo, uma instalação converte urânio para gás para o uso no processo de enriquecimento, outra enriquece urânio e uma terceira fabrica o combustível para o reator. Associada à diversidade de projetos e processos, estas instalações possuem grandes quantidades de materiais potencialmente perigosos (explosivos, radioativos, tóxicos e/ou combustíveis) para os trabalhadores. Diante destas peculiaridades a NRC vê de forma particular, tanto desafio de projetar um processo de fiscalização de segurança justo e proporcional como o de desenvolver indicadores de performance.

Na França, pode-se assinalar vários estudos probabilísticos pontuais realizados pela AREVA para a sua usina de reprocessamento La Hague: alimentação elétrica do site, resfriamento dos tanques de produtos de fissão, risco térmico, manutenção e estudos preliminares sobre o risco de incêndio e ionização decorrente da exposição à radiação. Com relação a estes últimos riscos, pode-se imaginar no futuro uma implantação generalizada a todas as instalações do ciclo do combustível. Na verdade, a extensão deste tipo de estudos para outros riscos e especialmente a

sua combinação em uma análise probabilística abrangente ainda não é praticada hoje em dia de uma forma sistemática, embora já existam algumas experiências (GRENECHE, 2008).

No Japão existem dois grupos de trabalho dedicados ao estudo e aplicação de metodologias com informação do risco para instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator. O primeiro formado em 2004 pela *Japan Nuclear Energy Safety Organization – JNES* desenvolve pesquisas baseadas em informações internas e externas (internacionais) relacionadas à avaliação de riscos de instalações do ciclo do combustível para identificar os critérios a serem estudados. Este grupo desenvolve também estudos para indicadores de desempenho para instalações do ciclo do combustível de acordo com os conceitos propostos pela *Nuclear Safety Commission – NSC*.

O segundo grupo é um comitê também formado em 2004, o *Special Committee for Atomic Energy Society of Japan*, que se dedica à revisão do estado da arte da avaliação de conseqüências com o objetivo de fornecer métodos eficientes para determinar o termo fonte máximo para vários tipos de acidente como incêndio, explosão e eventos de criticalidade.

Estudos de metodologias de avaliações de riscos e pesquisas relacionadas têm sido conduzidos pela *Japan Nuclear Cycle Development – JNC*, JAERI, JNFL, JNES, baseadas em metodologias como a *Probabilistic Safety Assesment (PSA)* utilizada por reatores nucleares e métodos para análise de perigo e avaliação de riscos utilizadas em plantas químicas.

Nos últimos anos (Tokyo, 2005), baseadas nestes estudos, experiências de aplicação de metodologias de PSA para plantas existentes de reprocessamento e instalações genéricas com informações reais, têm sido conduzidas no Japão. As Tabelas 3.1 e 3.2 apresentam um sumário por executante, dos estudos conduzidos no Japão para plantas de reprocessamento e fabricação de combustível respectivamente.

**Tabela 3.1:** Estudos conduzidos no Japão para plantas de reprocessamento

Executante	Estudos
JNC	<p>Estudos realizados para obter critérios baseados em APS para atividades de manutenção da Planta de Reprocessamento de Tokai (<i>Tokai reprocessing plant – TRP</i>)</p> <p>Avaliação das medidas de importância relativa das funções de segurança que previnem acidentes que são críveis na TRP.</p>
JNFL	<p>Estudos para tentar usar critérios de APS para as atividades de inspeção e manutenção da planta de reprocessamento de Rokkasho.</p> <p>Avaliação da frequência e das medidas de importância dos componentes de segurança e de operação para eventos base e não base de projeto com grande inventário de material radioativo.</p>
JNES	<p>Estudos para tentar estabelecer padrões e procedimentos de APS para instalações de reprocessamento.</p> <p>Avaliação da frequência, consequência e risco para vários eventos que são levados em consideração no projeto de segurança.</p>

**Tabela 3.2:** Estudos conduzidos no Japão para plantas de fabricação de combustível

Executante	Estudos
JAERI	<p>Estudo para desenvolver metodologia APS aplicável à fabricação de combustível MOX</p>
JAERI / JNC	<p>Comparação de resultados de duas avaliações independentes de uma análise de perigo por HAZOP e FMEA para uma mesma unidade de processo</p>
JNES	<p>Estudos para a aplicação de Análise de Segurança Integrada - ASI para a identificação de itens relevantes para a segurança para instalação de fabricação de combustível de urânio.</p>

### **3.3 O PAPEL DO GOVERNO NA REGULAMENTAÇÃO DE SEGURANÇA DAS INSTALAÇÕES DO CICLO DO COMBUSTÍVEL**

As instalações do ciclo do combustível apresentam uma variedade de desafios de segurança, incluindo criticalidade, radiação, toxicidade química, incêndio e explosão. Estes desafios podem se apresentar como perigos para os trabalhadores, o público e o meio ambiente se não forem adequadamente controlados. Levando estes perigos em consideração, autoridades reguladoras devem estabelecer a estrutura de seu programa regulador, incluindo padrões prescritivos e baseados em desempenho (indicadores de desempenho) para reduzir os riscos potenciais destes perigos.

A principal questão de segurança associada com as instalações do ciclo do combustível é determinada pela grande diversidade de tecnologias empregadas, a ampla confiança na utilização de controles administrativos e operacionais para fornecer segurança e o risco inerente de muitos processos químicos utilizados.

É papel do governo e dos órgãos reguladores assegurar e através do processo regulador que os operadores de instalações nucleares dispensem a devida atenção à segurança. Com este fim, o governo da maioria dos países membros da AIEA vem desenvolvendo políticas consistentes relacionadas à regulamentação da segurança nuclear.

Neste processo, é importante reconhecer que, apesar da responsabilidade pela regulamentação da segurança nas instalações do ciclo do combustível nuclear ser do governo, a responsabilidade da segurança dos trabalhadores nas instalações e do público em geral, cabe ao operador. Esta distribuição de responsabilidades fornece a base para uma regulamentação efetiva da segurança nas indústrias do ciclo do combustível de modo que a sociedade possa usufruir dos benefícios destas indústrias sem estar exposta a riscos intoleráveis. Cabe ressaltar que risco tolerável não significa risco desprezível (que possa ser ignorado). Qualquer risco aos trabalhadores da planta e ao público deve ser negociado dentro da regulamentação do país e do princípio ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*) ou, em português, tão baixo quanto razoavelmente exeqüível.

São funções do governo definir e implantar o arcabouço legal dentro do qual os operadores das instalações devem estabelecer suas políticas e programas de segurança. Os principais objetivos desta legislação são:

- Fornecer a base estatutária para o estabelecimento de um órgão regulador para supervisionar a segurança na indústria;

- Fornecer um órgão regulador com poderes para estabelecer e validar a regulamentação necessária com respeito à segurança;
- Fornecer as bases legais para assegurar que as instalações do ciclo do combustível nuclear estejam localizadas, projetadas, construídas, comissionadas, operadas, e descomissionadas sem risco radiológico para as pessoas dentro dos limites da instalação (intra-muros) ou para o público em geral (extra-muros) e para o meio ambiente.
- Assegurar recursos para a adequada indenização financeira de terceiros em caso de quaisquer danos que possam surgir como resultado das operações.

O órgão regulador tem a responsabilidade de regulamentar a operação das instalações do ciclo do combustível nuclear e isso se dá através da autoridade que lhe é conferida pelo governo.

O poder para regulamentar a indústria é exercido pelo processo de licenciamento, o qual, em geral, assegura que nenhum indivíduo pode estabelecer, projetar, construir, comissionar, operar ou descomissionar uma instalação do ciclo do combustível nuclear sem uma licença.

O poder do órgão regulador, para conceder licenças traz consigo algumas responsabilidades que asseguram que as licenças sejam concedidas e executadas em conformidade com princípios bem definidos e de segurança e critérios associados. Os princípios e critérios de segurança que são utilizadas para auxiliar o processo de tomada de decisão regulador, dizem respeito a diversos temas como:

- Proteção radiológica;
- Proteção ambiental;
- Segurança nuclear;
- Integridade estrutural;
- Perigos internos como incêndio e explosão;
- Perigos externos (naturais e induzidos pelo homem);
- Manuseio e transporte de material radioativo;

- Qualificação de pessoal e treinamento;
- Inspeção, teste e manutenção;
- Modificações da planta;
- Garantia da qualidade;
- Planejamento de emergência;
- Proteção física;
- Contabilidade e controle de material nuclear.

O sistema regulador utilizado pelos países membros da AIEA para as instalações do ciclo do combustível nuclear varia de estado para estado. Em geral, estes sistemas estão em conformidade com os requisitos da AIEA.

### **3.3.1    *Sistemas Regulatórios de Diversos Estados***

- ***Bélgica***

O governo belga regulamenta as instalações nucleares através do Decreto Nuclear de 1958 e seu subsequente Decreto Real de 28.2.1963, que vem sofrendo atualizações regulares. O Decreto Real consiste em uma regulamentação geral para proteger tanto o público como os trabalhadores das radiações ionizantes. Todas as instalações que utilizam radiações ionizantes estão no âmbito do processo de licenciamento estabelecido por este decreto. Estas instalações são divididas em quatro categorias, de acordo com a quantidade de material físsil e com o tipo e quantidade de radionuclídeos presentes.

As três primeiras categorias devem ser licenciadas antes da operação da forma descrita no Decreto Real. Para instalações de Classe I, que incluem as instalações do ciclo do combustível, as autoridades de segurança competentes estão dentro do Ministério Público da Saúde e do Ministério do Trabalho.

Para receber a licença, o operador deve submeter um relatório específico de acordo com o Decreto Real contemplando as seguintes informações:

- Natureza e descrição da instalação;
- Qualificação da Equipe;

- Características da região ( ex. geologia, topografia);
- Relatório descrevendo os piores acidentes e a avaliação das conseqüências radiológicas;
- Relatório de impactos ambientais e
- Medidas relativas aos resíduos radioativos

Através de um processo estabelecido pelo Decreto Real para Classe I, o governo belga avalia os aspectos de segurança da instalação, e se estes atendem aos requisitos, o governo concede uma autorização do Decreto Real.

O licenciado (requerente) deve submeter o relatório de análise de segurança, que é a base para avaliação de segurança pela AVN, agência reguladora para Classe I, que é licenciada pelas autoridades de segurança competentes para conduzir a fiscalização nas instalações nucleares belgas, dentro do escopo de leis e regulamentações do país.

- ***Brasil***

A Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN conduz o processo de licenciamento das instalações do ciclo do combustível Nuclear no Brasil. Através da avaliação de segurança e financeira, a CNEN assegura condições de construção, operação e descomissionamento seguro de instalações em conformidade com os padrões de segurança internacionais.

Desde a sua criação em 1962 (Lei no. 4118 de 27.08.1962) até 1989, a CNEN foi responsável pela avaliação ambiental e o controle de atividades envolvendo substâncias radioativas. Entretanto, a Constituição Federal de 1988 trouxe mudanças para a regulamentação da área nuclear no Brasil.

De acordo com a Constituição Federal, a União, o mais alto nível do governo, possui o controle exclusivo das atividades nucleares no que diz respeito aos aspectos políticos, econômicos, de trabalho e de segurança nuclear. Entretanto, a federação, que envolve a União, os estados, o Distrito Federal e os níveis de controle do governo, exerce o controle ambiental e de aspectos relacionados à saúde de atividades nucleares.

A modificação mais relevante da Constituição Federal foi a introdução do Instituto Brasileiro de Meio Ambiente e Recursos Renováveis – IBAMA em 1989, de acordo com a lei no, 7781 de 27.07.89.

Hoje o IBAMA e a CNEN compartilham a responsabilidade da regulamentação das instalações nucleares no Brasil. A CNEN é responsável por estabelecer diretrizes de proteção radiológica, controle e inspeções em segurança nuclear de acordo com a regulamentação brasileira e as recomendações internacionais. Ambas as organizações conseqüentemente dividem a responsabilidade de assegurar os limites de exposição à radiação e o controle das atividades nucleares nas instalações nucleares.

Como resultado, o operador deve submeter duas solicitações, uma para a CNEN referente aos aspectos de segurança relacionados ao uso de substâncias nucleares, e outra para o IBAMA, relativo aos aspectos ambientais.

A Norma CNEN NE-1.04 estabelece diretrizes e requisitos para o processo de licenciamento que é norteado por atos reguladores como os apresentados a seguir:

- Aprovação de Local;
- Autorização para o uso de Material Nuclear;
- Autorização para Operação Inicial;
- Autorização para Operação Permanente.

Para obter qualquer um dos atos acima, o operador, ou requerente, deve submeter uma candidatura à CNEN com informações específicas no formato de relatórios de segurança. Hoje o processo global contém três relatórios: O relatório de Local, necessário para a aprovação do local, o Relatório Preliminar de Análise de Segurança, para a fase de construção e o Relatório Final de Análise de Segurança para a autorização de operação, inicial e final. A CNEN avalia a documentação e concede a licença se o operador cumpriu os requisitos estabelecidos nas normas. Todas as modificações na instalação são objeto de aprovação da CNEN antes de sua implantação e requerem revisão da documentação de licença.

- **Canadá**

O Canadá é uma federação com dois níveis de governo: o Governo Federal e o Governo Provincial, cada um com seu conjunto de poderes e jurisdição definidos na constituição. As considerações chaves são:

- primeiro, que o governo federal sozinho é responsável pelo controle de todos os aspectos de tecnologia e materiais do ciclo do combustível nuclear;

- segundo, que a responsabilidade de proteção ambiental é dividida entre o nível federal e o nível provincial, e
- terceiro, que cada província possui o controle sobre os recursos naturais no seu território.

Como resultado, o regime regulador que se aplica às instalações nucleares é baseado na legislação tanto do governo federal como do governo da província no qual a instalação está localizada.

A legislação federal primária é o decreto *Nuclear Safety and Control*. Este decreto serve a duas funções:

- Estabelece o arcabouço legal para o controle da tecnologia nuclear no Canadá, e;
- Concomitantemente estabelece a Comissão de Segurança Nuclear do Canadá (*Canadian Nuclear Safety Commission – CNSC*), como o administrador do regime regulador fornecido pelo decreto.

O elemento básico é a proibição de atividades específicas, relativas à tecnologia nuclear, a menos que autorizadas por licença da CNSN. Detalhes operacionais do regime regulador são expressos na regulação sob atos e documentos suplementares desenvolvidos pela CNSC. As regulamentações consistem de:

- Regulamentação geral de segurança e controle nuclear;
- Regulamentação de Proteção da Radiação;
- Regulamentação de instalações nucleares Classe I;
- Regulamentação de instalações nucleares Classe II;
- Regulamentação de minas e usinas de beneficiamento de urânio;
- Regulamentação de substâncias e dispositivos nucleares;
- Regulamentação de embalagens e transporte;
- Regulamentação de segurança física nuclear;
- Regulamentação de importação e exportação para controle da não proliferação

Diante disto, a regulamentação geral de segurança e controle nuclear, proteção da radiológica e regulamentação de instalações nucleares Classe I; regulamentação de minas e usinas de beneficiamento de urânio (dependendo da instalação) e também, em certos casos, a regulamentação de segurança física nuclear

prescrevem os requisitos aplicáveis aos reatores nucleares e às instalações do ciclo do combustível.

Além do *Nuclear Safety and Control Act* e suas regulamentações, outras legislações federais aplicáveis às instalações nucleares incluem: a agência ambiental canadense, a legislação relativa à avaliação ambiental, as legislações relativas ao trabalho, às edificações e incêndio. As legislações relativas à avaliação ambiental se aplicam às decisões da CNSC que permitem que os licenciados realizem qualquer projeto que possa ter efeitos ambientais. É requerido que seja feita uma avaliação ambiental de projetos não isentos no estágio de planejamento para identificar e caracterizar os efeitos adversos potenciais, incluindo os efeitos sócio-econômicos, e para definir medidas mitigadoras e programas a serem implantados para minimizar estes efeitos.

Qualquer licença ou decisão reguladora tomada pela CNSC pode ser modificada por qualquer pessoa que esteja insatisfeita com a decisão, tanto por uma apelação à CNSC para reconsiderar a decisão, como recorrendo ao tribunal federal para uma revisão judicial. Em ambos os casos, o papel do tribunal é determinar se a CSCN tomou a decisão de acordo com todos os procedimentos e requisitos da legislação aplicável.

Dependendo da província na qual a instalação está instalada e da legislação dessa província, certos projetos podem também ser submetidos a uma avaliação ambiental sob as leis da província. Em alguns casos, as autoridades responsáveis federais e provinciais têm cooperado para audiências públicas únicas conduzidas por um painel de especialistas de ambos os poderes.

As instalações nucleares estão também sujeitas aos requisitos de proteção ambiental da legislação do governo provincial e para instalações de mineração de urânio, os requisitos da legislação provincial, que se aplicam aos recursos naturais.

A CNSC exerce o controle das instalações por um processo de tomada de decisão de múltiplos estágios que permite a participação direta do público em todos eles. Este processo envolve o licenciamento da preparação do local para qualquer instalação, sua construção, operação, descomissionamento, e finalização e abandono. As licenças para instalações possuem validade de dois anos, necessitando de renovação após este período.

De uma maneira geral, a regulamentação relacionada ao licenciamento de instalações nucleares constitui um sistema híbrido de uma abordagem prescritiva e

uma abordagem baseada em desempenho. Pela política e pelas interpretações do direito administrativo, esta abordagem proporciona a flexibilidade para moldar cada um dos requisitos necessários para se adequar aos perigos e riscos associados com os diferentes tipos de instalações. Assim, para uma instalação de produção de combustível nuclear não são esperados o mesmo programa de garantia de qualidade ou de proteção radiológica que são esperados para as centrais nucleares. Em outros casos, para algumas exigências relacionadas à regulamentação de proteção radiológica ou a segurança nuclear, não há margem de negociação ou não são permitidas flexibilidades, como no caso dos limites máximos de doses de radiação admissíveis e das fórmulas usadas para combinar exposições internas e externas às radiações.

- ***República Tcheca***

A República Tcheca regulamenta instalações nucleares, de acordo com a lei de 1997 (Lei n.º. 18/1997), que definiu as condições para a utilização pacífica da energia nuclear e radiações ionizantes. A lei autorizou o Instituto de Segurança Nuclear (SUJB), uma entidade reguladora independente com um quadro de funcionários nomeado pelo presidente, para realizar a supervisão da segurança nuclear e a proteção contra as radiações.

O SUJB realiza uma variedade de funções vitais para a segurança nuclear. Ele determina as condições, requisitos, limites, e as condições de operação de instalações nucleares, assegura a preparação para emergências e de proteção física, supervisiona a desativação de instalações nucleares e de outras fontes de radiação ionizante. Além disso, o SUJB se preocupa com aspectos da energia nuclear relacionados ao meio ambiente e à saúde. Ele autoriza a liberação de radionuclídeos para o meio ambiente, estabelece limites de exposição, e avalia um estado de exposição.

Junto com a criação do SUJB, a lei criou uma série de obrigações no sistema jurídico tcheco, necessárias a partir da Convenção de Viena sobre Responsabilidade Civil por Danos Nucleares e o Protocolo Misto relativo à aplicação de Convenções de Viena e Paris, a que a República Tcheca aderiu.

De acordo com a lei, o combustível usado não é considerado resíduo, mas tanto o operador, como o estado e o Instituto de Segurança Nuclear têm o direito de declarar o combustível usado como resíduo. A lei também exige que qualquer instalação nuclear que foi originalmente licenciada de acordo com lei anterior -

Supervisão de Segurança Nuclear de Instalações Nucleares (no. 28/1984), deva ser relicenciada em conformidade com a nova lei.

Quatorze regulamentos, que representam o segundo nível de regulação, seguem a lei. Eles desenvolvem as exigências da lei em áreas específicas (transporte, garantia da qualidade, preparação para emergências, proteção contra radiações, etc). Para o licenciamento das instalações do ciclo do combustível, as disposições mais relevantes são:

- Regulamento n.º 184/1997 - Exigências para garantir a proteção radiológica;
- Regulamento n.º 195/1997 - critérios básicos de projeto de instalações nucleares no domínio da segurança nuclear, proteção radiológica e prontidão de emergência, e
- Regulamento n.º 106/1999 - proteção radiológica e garantia da segurança nuclear durante o comissionamento e operação de Instalações nucleares.

O processo de licenciamento de qualquer instalação nuclear nova na República Tcheca é baseado nas disposições da Lei n.º 50/1976. Na sequência deste decreto, existem três fases do processo de licenciamento para a construção de uma nova instalação nuclear: aprovação de local, licença de construção, licença de operação. Estes atos são concedidos pela autoridade do respectivo distrito como uma aprovação prévia das autorizações estatais. Entre os mais importantes estão as aprovações de local, construção e operação emitidas pelo SUJB após as avaliações dos respectivos Relatório de Análise de Segurança para localização, Relatório de Análise de Segurança preliminar e Relatório de Análise de Segurança pré-operacional.

O requerente tem outras obrigações derivadas da Avaliação do Impacto Ambiental, lei n.º 244/1992. Deve elaborar e publicar um estudo de Avaliação de Impacto Ambiental, que é avaliado por perito independente nomeado pelo Ministério do Meio Ambiente. Este estudo torna-se alvo de uma audiência pública, e uma declaração de posição (positiva ou negativa) do Ministério do Meio Ambiente. Não é permitido pela lei que o SUJB emita a sua aprovação até que este procedimento seja concluído.

- ***França***

Devido à extensão das atividades nucleares na França e do tipo de riscos envolvidos, é imperativo que rigorosas disposições de segurança nuclear sejam

observadas. Essas disposições devem proteger pessoas e bens contra os perigos, os efeitos nocivos ou transtornos de qualquer espécie decorrente da operação de instalações nucleares e radioativas ou o transporte de materiais radioativos ou físséis.

O sistema de regulamentação nuclear francês se baseia na premissa de que a principal responsabilidade é do operador. As autoridades públicas devem assegurar que esta responsabilidade seja plenamente assumida, em conformidade com as disposições regulamentares aplicáveis.

As respectivas funções dos poderes públicos e dos operadores estão estruturadas da seguinte forma:

- As autoridades definem objetivos gerais de segurança, enquanto o operador propõe soluções técnicas, justificando, assim, que os objetivos poderão ser alcançados;
- As autoridades avaliam a eficiência das soluções propostas, enquanto o operador executa as disposições aprovadas e
- Finalmente as autoridades verificam no decurso de inspeções se as disposições foram corretamente implantadas e tiram suas conclusões.

Dentro dos poderes públicos, a responsabilidade pela supervisão da operação segura de instalações nucleares e do transporte é confiada aos ministros do meio ambiente e da indústria. A responsabilidade pela definição e execução da política de segurança nuclear é confiada ao Diretório de Segurança para instalação nuclear (DSIN), sob a autoridade conjunta dos dois ministros supracitados. O DSIN, o Escritório de Controle -BCCN e o Departamento de instalação nuclear –DIN os Diretórios Regionais da Indústria, da Investigação e do Ambiente -DRIRE juntos formam o que é conhecido como a Autoridade de Segurança. A autoridade responsável pela segurança possui funções de fiscalização nas seguintes áreas:

- Segurança das instalações nucleares básicas;
- Impacto ambiental das instalações nucleares básicas;
- Segurança nuclear relacionada com proteção radiológica;
- Transporte de materiais radioativos e nucleares para uso civil, e
- Resíduos radioativos.

A eficácia da Autoridade de Segurança depende da sua credibilidade, tanto no país, como no exterior. Isso implica na necessidade de provisões para fornecer informações ao público, em cumprimento aos requisitos de transparência e ao

desenvolvimento das relações internacionais. A partir da perspectiva da regulamentação, as instalações nucleares são classificadas em diferentes categorias correspondentes aos procedimentos, que são mais ou menos vinculadas, dependendo do grau de risco potencial envolvido. À Autoridade de Segurança é confiada a definição e aplicação das regras permanentes para as principais instalações nucleares, conhecidas como Instalações Nucleares Básicas – IBN. As fábricas classificadas como projetos de segurança nacional - CBNI se reportam ao Alto Comissário para a Energia Atômica, por delegação de poderes do ministro da indústria. As Instalações Nucleares Básicas estão listadas no Decreto 63-1228 de 11 de dezembro de 1963. Estas instalações incluem reatores nucleares exceto aqueles para equipar um meio de transporte; aceleradores de partícula, plantas para a separação, o fabrico ou a transformação de substâncias radioativas, a fabricação de combustível nuclear, fábricas de reprocessamento de combustível irradiado ou acondicionamento de resíduos radioativos e instalações de armazenamento, eliminação ou utilização de substâncias radioativas, incluindo resíduos. No entanto, os últimos três tipos de instalação só são obrigadas a cumprir as regulamentações para instalações nucleares básicas nos casos em que a quantidade total ou o nível de atividade das substâncias radioativas exceder um montante definido, de acordo com o tipo de instalação e o radionuclídeo considerado, por um despacho ministerial conjunto emitido pelo Ministros de Meio Ambiente, da Indústria e da Saúde, respectivamente. Instalações nucleares que não são consideradas instalações nucleares básicas podem ser obrigadas a cumprir as disposições da lei de 19 de Julho de 1976 abrangendo instalações classificadas por motivos de proteção ambiental (ICPE). O DSIN mantém permanentemente atualizada uma lista de instalações nucleares básicas.

Na França, a segurança nuclear é baseada no princípio da defesa em profundidade, que envolve uma série de disposições sucessivas (linhas de defesa), que visam compensar as falhas técnicas ou humanas. Cada linha de defesa separada tem de ser tão confiável quanto possível, mas apenas coletivamente eles podem atingir probabilidades de acidentes nucleares extremamente baixas compatíveis com os requisitos de segurança. Além destas disposições, o método postula o fracasso de todas as medidas preventivas que levam à ocorrência de situações de acidentes cujas conseqüências devem então ser mitigadas. Esta abordagem determinística é complementada por avaliações probabilísticas para estimar o nível de segurança realmente obtido e, mais importante, para identificar os pontos fracos nas instalações. Neste contexto, os aspectos mencionados a seguir devem ser considerados, no decorrer da avaliação técnica de segurança.

Cada obstáculo tem de ser examinado no que diz respeito à qualidade dos materiais utilizados nas edificações, as adaptações das condições de operação, a resistência ao fenômenos de envelhecimento; as salvaguardas de engenharia as ações de proteção física.

Mesmo em condições normais de funcionamento, instalações nucleares podem levar a impactos ambientais, através do lançamento de efluentes líquidos ou gasosos, quer radioativos ou não. Esse impacto tem de ser mantido dentro de limites aceitáveis pelo projeto apropriado das plantas e adequados procedimentos operacionais.

Em certos casos, requisitos técnicos de proteção radiológica podem levar a consequências negativas para a segurança nuclear e vice-versa. Por exemplo, o aumento da blindagem de válvulas pode levar ao aumento de dificuldades de acesso ou flexibilidade operacional, ou ainda, ensaios justificados no campo da segurança nuclear podem ter consequências para o pessoal envolvido nas zonas de acesso limitado. Logo, é importante que as autoridades de segurança nuclear e de proteção radiológica sejam capazes de, em todos os casos, coordenar suas ações, assegurando, assim, decisões otimizadas.

Assim, a autoridade de segurança trabalha em estreita colaboração com a Direção-Geral da Saúde (DGS) e do Instituto de Defesa contra Radiações Ionizantes, que é responsável pela supervisão da proteção radiológica na França.

- **Alemanha**

Na Alemanha a base de todas as atividades no domínio nuclear é a Lei de Energia Atômica de 1959, com uma última revisão em 1994. Esta lei federal declara que a responsabilidade pela regulamentação é uma tarefa federal e distribui as ações do licenciamento em campos específicos por várias autoridades. Para o transporte, depósitos finais e armazenagem provisória de combustível, a autoridade de licenciamento é o Serviço Federal de Proteção Radiológica. Para o armazenamento dos resíduos, fábricas e outras instalações nucleares e para todos os tipos de manipulação de materiais nucleares, a responsabilidade do licenciamento é dada às autoridades do Estado.

As condições básicas para a emissão de uma licença também estão prescritas na Lei de Energia Atômica. O requerente e o operador têm que provar que são idôneos e estar devidamente capacitados. Tem que ser demonstrado que todas as

disposições necessárias foram tomadas para evitar danos e conseqüências para o povo ou o meio ambiente ou mantê-los em um nível tão baixo quanto razoavelmente possível.

A regulamentação dos padrões da Lei de Energia Atômica são fixadas em uma estrutura hierárquica. No primeiro nível abaixo da lei estão as regulamentações para a proteção radiológica, disposições quanto ao seguro de acidentes, e disposição final. Abaixo deste nível está uma série de requisitos de segurança específicos para diversas instalações do ciclo do combustível. Estas plantas são relativas ao enriquecimento, à fabricação de combustível MOX e à fabricação de combustível com alto ou baixo enriquecimento de urânio. Estão sob desenvolvimento os requisitos para o armazenamento intermediário de combustível irradiado e de UF<sub>6</sub>. Além disso, todas as normas técnicas e os códigos têm que ser considerados.

Nos requisitos de segurança, são fornecidos critérios detalhados para cada tipo de instalação, de acordo com o processo utilizado para tratamento de combustível, por exemplo: localização, eventos externos, proteção contra vazamentos, proteção radiológica, sub-criticalidade, construção e concepção, garantia de qualidade, operação, análise de acidentes, gestão de resíduos, medidas de emergência e de descomissionamento. Os principais tópicos a serem considerados durante o licenciamento são prescritos para o projeto de forma detalhada e podem ser utilizados para verificar a segurança da instalação.

- **Índia**

Durante mais de quatro décadas, o Departamento de Energia Atômica da Índia tem garantido que instalações nucleares sejam concebidas e exploradas de forma segura. O sistema regulador tem evoluído através de uma série de atos e normas governamentais, incluindo: a Lei de Energia Atômica, 1962; as Regras de Proteção Radiológica, 1971; as Regras de Energia Atômica (trabalho de Minas, Minerais e Manuseio de substâncias prescritas), 1984; o Conselho Regulador da Energia Atômica (AERB) 1983; as Regras de Energia Atômica (Eliminação Segura de Resíduos Radioativos), 1987, e das Regras para Regras de Energia Atômica para instalações, 1996.

É obrigatório que o Conselho Regulador da Energia Atômica analise e autorize a segurança das instalações do ciclo do combustível para a sua localização, construção e operação. A autorização em cada fase é precedida por uma revisão

detalhada a partir de três diferentes níveis.

No primeiro nível, o projeto é revisto pelo Comitê de Segurança da Avaliação de Local, Comitê de Segurança de Engenharia Civil e Comitê de Segurança de concepção do projeto. As recomendações dessas comissões são revistas no próximo nível através de um exame minucioso por um Comitê Consultivo para a Revisão de Segurança do Projeto. Esta comissão transmite as recomendações, baseadas em suas avaliações, ao AERB (Conselho Regulador da Energia Atômica), que é um órgão estatutário que emite a autorização.

A Avaliação do Relatório de Local apresentado ao AERB deverá conter, entre outras, a concepção da preparação para emergência e o acidente base de projeto para a respectiva instalação. Para obter uma concessão de autorização para funcionamento, a fábrica é obrigada a apresentar um Relatório Preliminar de Segurança, Um Programa de Garantia da Qualidade, uma lista de todos os Testes de Comissionamento, e os critérios de aceitação. As autorizações são emitidas para diferentes fases de comissionamento. Quando a planta entra em operações deve apresentar documentos adicionais ao AERB, incluindo:

1. Relatório Final de Análise Segurança;
2. Relatório circunstanciado sobre a contratação de operações;
3. Especificações Técnicas de operações regulares;
4. Manual de Proteção Radiológica;
5. Manual de Preparação para Emergências.

O AERB pôs em prática um sistema de análise de dois níveis para fornecer uma abrangente revisão do estado de segurança das instalações nucleares e da aplicação da regulamentação de segurança durante a fase operacional das instalações nucleares. No nível das plantas, uma comissão para a revisão da operação analisa todas as operações e atividades de manutenção na planta com potenciais problemas de segurança. Esta comissão analisa todas as ocorrências anormais, os desvios de especificações técnicas, alterações na planta e as alterações nos procedimentos da planta. No segundo nível, a Unidade de Saúde Física na fábrica fornece informações para a Unidade da Comissão do Nível Segurança, que por sua vez informa o Comitê de Revisão de Segurança Operacional das Plantas (SARCOP) de AERB.

- **Romênia**

O órgão regulador romeno é representado pela Comissão Nacional de Controle de Atividades Nuclear (CNCAN). A atividade da Comissão é financiada pelo orçamento do Estado e, no passado, fazia parte do Ministério Romeno da Água, Florestas e Proteção Ambiental. Na primavera de 1998, foi reorganizada como uma instituição distinta, diretamente subordinada ao governo romeno. O seu presidente age como um secretário de estado. A CNCAN desenvolve relações com instituições e organizações, tanto dentro como fora o país. O Ministério de Água, Florestas e Proteção do Meio Ambiente é o órgão que representa a autoridade central para a proteção do meio ambiente. Dentro da Agência Nacional para Ciência, Tecnologia e Inovação (ANSTI) romena, estão as funções da Agência Nacional de Energia Atômica (ANEA), que está envolvida no processo de pesquisa científica nuclear. O Ministério da Saúde organiza a rede de monitoração da contaminação radioativa de dutos alimentos e fontes de água potável. Fica a cargo do Instituto Romeno de Metrologia a calibração de fontes radioativas e a aprovação dos equipamentos de medição. Todos esses ministérios, como partes do governo romeno, juntamente com as suas sucursais regionais, emitem leis, decretos, regulamentos, normas e diretrizes relativos à segurança nuclear de prospecção de urânio, instalações de minas, de plantas de processamento, gestão de resíduos e garantia e controle da qualidade.

O CNCAN é o órgão regulador governamental, responsável pela vigilância plena e controle de todas as questões relevantes à segurança nuclear nas fases de estabelecimento, construção, e operação de todas as instalações nucleares na Romênia. São também regulamentadas a garantia da qualidade, o controle de qualidade, a segurança nuclear, salvaguardas, o controle de exportação, proteção física e a preparação para emergências. O CNCAN, como a autoridade de licenciamento romeno, é responsável pela emissão de licença e controle dos operadores. Para tal, o CNCAN possui regras pormenorizadas para questões de segurança nucleares, proteção radiológica, garantia da qualidade, controle de armas nucleares, e as questões, procedimentos e equipamentos de proteção física e intervenção em caso de um acidente nuclear.

Todos os regulamentos já emitidos deverão ser coerentes com a nova Lei Nuclear. Em outubro de 1982 foi promulgada uma lei de Garantia de Qualidade (Lei Nº 6 / 1982). A maior parte das suas disposições também foi incluída na nova Lei nº 111/1996, relativa à segurança nuclear, que tem um capítulo sobre os requisitos de garantia de qualidade. Além disso, o CNCAN emitiu uma série de normas de garantia

da qualidade, conhecida como a série AQ-01 - AQ-07. Estas abrangem tópicos como o gerenciamento de projeto de instalações nucleares, requisitos para a concepção das instalações nucleares, aquisição de produtos e serviços para instalações nucleares, requisitos para produtos ou serviços de instalações nucleares e para a construção, comissionamento e operação de instalações nucleares.

- ***Federação Russa***

A lei federal sobre a utilização de Energia Atômica foi promulgada na Federação da Rússia no final de 1995. Esta lei determinou a base legal para a regulamentação de segurança em conexão com a utilização da energia atômica.

Pelo decreto do Presidente da Federação Russa, sobre as entidades do poder executivo federal autorizadas a aplicar a regulamentação estatal de segurança em conexão com o uso de energia atômica, (21 de janeiro de 1997), determinou-se que existem quatro autoridades do poder executivo federal competentes para a execução da regulação estatal de armas nucleares, segurança técnica radiológica e proteção contra incêndios em conexão com a utilização da energia atômica. Estes são: Autoridade Federal de Segurança Nuclear e Radiológica da Rússia (Gosatomnadzor da Rússia), o Ministério da Saúde da Federação Russa (Minzdrav da Rússia), a Entidade Reguladora Federal de Mineração e Industrial da Rússia (Gosgortekhnadzor da Rússia), e o Ministério da Federação Russa para os Assuntos Internos (MVD da Rússia).

De acordo com o Decreto Governamental da Federação Russa (No. 865; 14 de julho de 1997), os procedimentos de emissão de licenças são atribuídos ao Gosatomnadzor da Rússia. O Gosatomnadzor, através de uma sede de sete escritórios, um Departamento Científico e um Centro de Engenharia para Segurança Nuclear e Radiológica tem desenvolvido e implantado uma base jurídica para um sistema de regulação estatal da segurança no campo da utilização da energia atômica. O Gosatomnadzor também criou a base jurídica para um sistema de regulação estatal da segurança no domínio da energia atômica e tem desenvolvido, aprovado e implantado normas e regras federais de segurança para serem utilizadas para uso da energia atômica. O Gosatomnadzor também licencia estas atividades, organiza a pesquisa necessária e informa autoridades do estado e a população local sobre as mudanças na situação de segurança radiológica e nuclear.

O sistema da base jurídica e os documentos utilizados para a execução da

regulamentação da segurança no domínio da utilização da energia atômica podem ser representados pelos atos legislativos e os documentos executivos. Os atos jurídicos incluem: os principais contratos internacionais (convenções) da Federação da Rússia; as leis federais da Federação Russa; os decretos, os despachos do presidente da Federação Russa; os decretos do Governo da Federação Russa; e, os acordos interdepartamentais do Gosatomnadzor da Rússia. Os documentos executivos incluem as normas federais para o uso da energia atômica, os documentos normativos, aprovado pelo GAN, as normas autorizadas por outras autoridades de regulamentação estatal de segurança, e pelas outras autoridades federais do poder executivo.

O sistema de regulamentação dos documentos elaborados pelo GAN têm normas e regras federais para a utilização da energia atômica, guias de segurança, e diretrizes. As normas e regras federais regulamentam os aspectos técnicos e organizacionais da segurança. Normas e regras federais são desenvolvidas como as disposições gerais, (de requisitos). Os guias de segurança descrevem caminhos e métodos para o cumprimento dos requisitos estabelecidos pelas normas e regras federais. Estas normas estabelecem adiante regras e regulamentos no âmbito da autoridade do Gosatomnadzor da Rússia. Os principais tipos destes documentos são: leis, documentos característicos (programas, listas, etc), e guias processuais (instruções de métodos).

Para a concessão da licença, o requerente deverá apresentar ao Gosatomnadzor da Rússia, o pedido, incluindo todos os documentos necessários para comprovar a segurança da atividade licenciada. Após a análise de segurança da apreciação do pedido, o GAN pode tomar a decisão de conceder ou recusar a licença. Se concedida, o Gosatomnadzor emite licenças por um prazo de pelo menos, 3 anos, ou outro prazo estipulado, pelo requerente.

O Gosatomnadzor da Rússia realiza inspeções periódicas sobre as instalações. As inspeções das instalações e outras organizações podem ser divididas em inspeções complexas, de alvo e operacionais. As inspeções complexas prevêm a inspeção da instalação como um todo ou a maior parte das questões relacionadas com a segurança. A inspeção de alvo prevê uma inspeção detalhada para a verificação sobre um ou vários assuntos relacionados com a segurança. A inspeção operacional fornece uma verificação detalhada da implantação dos requisitos de segurança nos locais de trabalho e dentro das subdivisões da instalação.

Para resolver o problema da manutenção de instalações nucleares e para fornecer segurança radiológica, o Governo da Federação da Rússia ratificou, em 22 de

fevereiro de 2000, um programa de orientação federal "Segurança Nuclear e Radiológica da Rússia", para os anos 2000 -- 2005. O programa buscou uma solução para o problema complexo da gestão dos resíduos radioativos e de combustível nuclear usado para prevenir os seus efeitos nocivos sobre a população e meio ambiente e definiu as medidas de manutenção da segurança radiológica nas instalações do ciclo do combustível nuclear.

Eventuais resultados esperados são o desenvolvimento e a utilização de modernas tecnologias para a implantação segura das atividades no domínio do combustível nuclear usado, de manuseio de materiais radioativos, e uso de métodos confiáveis para o isolamento dos resíduos radioativos e materiais nucleares exauridos. A regulamentação de segurança e supervisão das instalações do ciclo de combustível nuclear também precisa abordar uma variedade de tecnologias utilizadas, bem como a presença de outros perigos, para além dos nucleares e radiológicos.

A Rússia também espera desenvolver normas legislativas, em áreas como a responsabilidade administrativa e o seguro por danos nucleares. Estes aspectos, bem como a presença dos pontos essenciais no nível federal da base legislativa para a regulamentação da segurança das instalações nucleares do ciclo do combustível devem ser abordados. O problema de enfrentar esta base para a regulamentação de segurança instalações do ciclo do combustível nuclear na Rússia de hoje é bastante aguda. O manuseio seguro dos resíduos radioativos e a manipulação segura de materiais que contenham plutônio extraído a partir de programas militares (MOX) têm de ser resolvidos.

- ***Ucrânia***

A base para a regulamentação das atividades nucleares na Ucrânia é a lei sobre a utilização da energia nuclear e de segurança radiológica de 1995. Esta lei declara que a responsabilidade pela regulamentação de segurança e a realização de atividades nucleares é distribuída entre os participantes. Tanto a lei sobre a utilização da energia nuclear, a de segurança radiológica e a nova lei da Ucrânia sobre o licenciamento de atividades no domínio da utilização de energia nuclear (datada de 8 de fevereiro de 2000) contêm as principais disposições relativas ao licenciamento das instalações do ciclo do combustível nuclear incluindo as centrais nucleares, mineração, moagem, armazenagem provisória de combustível irradiado, tratamento e eliminação de resíduos e transporte de materiais radioativos.

De acordo com a lei relativa ao licenciamento de atividade no domínio da utilização da energia nuclear, é necessário obter licenças para todas as etapas do ciclo de vida de qualquer instalação do ciclo do combustível nuclear, incluindo planejamento e pesquisa de engenharia para a localização, concepção, construção, funcionamento, operação e descomissionamento. Estas atividades são regulamentadas pelo Ministério da Proteção do Ambiente e Segurança Nuclear da Ucrânia. As conclusões de outras Autoridades do Estado também são consideradas. A licença deverá estipular as instalações nucleares específicas, o tipos de atividade, as modalidades e limites de utilização segura, bem como o seu período de validade. A fim de obter uma licença para realizar um tipo específico de atividade no campo de utilização da energia nuclear, é necessário obter um parecer positivo por parte do Estado e de seus peritos sobre segurança nuclear e radiológica.

As conclusões de peritos serão obrigatórias para todos os assuntos no domínio da utilização da energia nuclear. O parecer positivo do Estado, bem como de seus peritos especialistas em segurança nuclear e radiológica é a base de projeto para financiamento. De acordo com a lei da Ucrânia, os seguintes projetos estarão sujeitos as conclusões do Estado: projetos de investimento, relatórios de viabilidade, modelos e projetos detalhados para a construção de novas empresas, bem como a expansão, a reconstrução e modernização de empresas em operação.

De acordo com a Lei da Ucrânia na garantia da saúde pública e do bem estar, qualquer construção prevista está sujeita aos pareceres dos peritos de saúde pública e de higiene. O parecer dos peritos de saúde pública e da higiene se dá após um estudo exaustivo dos documentos (projetos, regulamentos, etc.) incluindo fatores perigosos ligados às mesmas e baseia-se na observância dos requisitos das normas de saúde pública. De acordo com a Lei da Ucrânia sobre segurança contra incêndios, é proibida a construção de instalações industriais sem uma conclusão (análise) prévia do projeto e outra documentação relativa à instalação permanente em relação à capacidade para cumprir os regulamentos sobre segurança contra incêndios.

- **Reino Unido**

Todas as instalações nucleares civis no Reino Unido, que abrangem todo o ciclo do combustível nuclear, estão sujeitos ao Act 1974 (Lei HSW) Saúde e Segurança no Trabalho. Entre as disposições estatutárias relevantes da presente lei estão as partes que tratam das instalações nucleares, Act 1965, que se referem às

questões de segurança. À luz da Lei de Instalações Nucleares, nenhum local pode ser utilizado para fins de instalação ou funcionamento de qualquer instalação nuclear, a menos que uma licença de local nuclear tenha sido concedida pelo *Health and Safety Executive* (HSE) e esteja em vigor. O HSE tem delegado a responsabilidade de administrar esta função do licenciamento para o Departamento de Inspeção de Instalações Nucleares, *Nuclear Installations Inspectorate* (NII), que é parte da Direção de Segurança Nuclear do HSE.

O regime de licenciamento é estabelecido pelo NII por meio de competências no âmbito da lei para instalações nucleares para anexar condições ao local de licença que são aplicáveis num tribunal de direito. Além disso, há as competências disponíveis no âmbito do HSE, leis de Trabalho, etc. Este regime regulador tem sido aplicado com sucesso a uma ampla variedade de instalações nucleares no Reino Unido ao longo de muitos anos e tem se mostrado como um sistema de controle poderoso, embora flexível, capaz de se adaptar ao grau de risco envolvido. O regime de licenciamento abrange uma instalação nuclear através do seu ciclo de vida útil, desde a concepção do projeto até o descomissionamento e leva em conta a necessidade de regulamentar e controlar a gestão dos resíduos radioativos.

A licença de local é predominantemente não-prescritiva e as condições que lhe estão associadas exigem que o licenciado, que tem um único responsável por garantir a segurança, implante medidas adequadas com vistas a atender aos requisitos especificados. Um exemplo disso para o Acúmulo de Resíduos Radioativos.

*“O titular da licença deve estabelecer e implantar as medidas adequadas para minimizar, tanto quanto razoavelmente praticável, a taxa de produção e a quantidade total de resíduos radioativos acumulados no local a qualquer momento e para o registro dos resíduos acumulados” (AIEA, 2002).*

Esta condição também dá ao HSE o poder de aprovar formalmente o regime, e especificar quaisquer limitações ao regime ou, se assim o desejar, especificar o local e a forma ideal de acúmulo de resíduos.

Condição semelhante confere ao HSE poderes para dirigir o licenciado a soluções para a disposição dos resíduos armazenados ou acumulados em conformidade com a autorização emitida pela autoridade nos termos da legislação pertinente. Outras condições relacionadas com o controle sobre a questão nuclear incluem a monitoração, manutenção de registros, proteção radiológica, formação, documentação, regime de emergência, garantia de qualidade e, em especial, os

requisitos para que o licenciado produza um estudo de segurança, o *Safety Case*, para justificar a segurança durante todas as fases do ciclo de vida da instalação.

Aspectos de segurança da circulação de substâncias radioativas no interior, para e a partir do local e da manutenção de substâncias radioativas no local também são regulamentados pela NII à luz do disposto na Regulamentação de radiação ionizante de 1985, feita sob a Lei HSW.

O objetivo do NII é o de garantir a manutenção e melhoria dos padrões de segurança em instalações nucleares civis além de proteger os trabalhadores e membros do público dos efeitos negativos das radiações ionizantes. O NII está estruturado para: (i) garantir que as prioridades sejam decididas centralmente; (ii) responder rapidamente aos avanços decorrentes de inovações técnicas e da experiência operacional, (iii) ser coerente com o desenvolvimento e aplicação de normas, e (iv) ser consistente e coerente na aplicação das exigências regulamentares em toda a indústria nuclear.

O NII é dividido em três divisões, nas quais há unidades de inspeção, avaliação e estratégias. As unidades de inspeção, tal como seu nome sugere, são primariamente envolvidas na realização de atividades de inspeção para confirmar que os licenciados estejam cumprindo suas obrigações legais. As unidades de avaliação fornecem pareceres técnicos especializados sobre a adequação do licenciado ao estudo de segurança (*Safety Case*). As atividades na área de estratégia asseguram a coordenação e a configuração política do NII sobre um conjunto de questões estratégicas, além de desenvolver parcerias para implantação dessa política em cada divisão.

As recentes experiências no Reino Unido, em especial na revisão regulamentar de *Dounreay*, em 1998, sugerem a necessidade da licença incluir condições e avaliações a respeito das 'mudanças organizacionais'. Tais condições foram incorporadas em todas as plantas certificadas, para entrarem plenamente em vigor a partir de abril de 2000, exigindo que cada licenciado disponha de mecanismos para controlar eventuais alterações à sua estrutura organizacional ou de recursos que possam afetar a segurança.

- ***Estados Unidos***

Nos E.U.A., as instalações do ciclo do combustível são regulamentadas pela Lei de Energia Atômica de 1954, et. seq., a Lei da Energia Saneamento, Energy Policy

Act, National Environmental Policy Act, e de resíduos nucleares Policy Act, et. seq. Instalações do Governo operadas em nome do Departamento de Energia são regulamentados nos termos da regulamentação e dos despachos do Departamento. Estas instalações incluem processamento de urânio e de plutônio, incluindo instalações de defesa, em instalações governamentais, tais como a Reserva Hanford, Savannah River Site, e do Laboratório Nacional de Engenharia e Ambiental no *Idaho National Engineering and Environmental Laboratory*. A *Nuclear Regulatory Commission* - NRC regulamenta as instalações civis do ciclo do combustível nuclear. Autoridades reguladoras estatais também podem licenciar instalações não reatores desde que estas instalações possuam apenas pequenas quantidades de material nuclear especial.

A licença será concedida se a NRC determinar que o pedido preencha todos os requisitos estabelecido no título 10 do Código de Regulamentos Federais (CFR). Além das normas básicas de proteção radiológica, do 10 CFR Parte 20, as instalações devem obedecer às disposições pertinentes do 10 CFR Part 30 (instalações de armazenagem de resíduos de baixo nível), 10 CFR Part 40 (instalações de moagem e de conversão de urânio), 10 CFR Part 50 (reatores nucleares), 10 CFR Parte 60 e 63 (proposto; instalações de disposição de combustível irradiado e resíduos de alto nível), 10 CFR Part 61 (instalações de eliminação de resíduos de baixo nível), 10 CFR Part 70 (instalações de processamento de urânio e de plutônio, instalações de enriquecimento e outras plantas de difusão gasosa), 10 CFR Part 72 (instalações de armazenamento de combustível irradiado) e 10 CFR Part 76 (instalações de enriquecimento de difusão gasosa). Estes requisitos contêm uma mistura de requisitos de segurança prescritivos e de performance que devem ser satisfeitos como base para a emissão da licença.

Requisitos específicos são estabelecidos como condições de licenças para garantir segurança e proteção ao meio ambiente. Estas condições são estabelecidas durante o pedido de revisão de licença. A revisão é guiada por uma variedade de documentos de orientação, incluindo os planos de revisão padrão, formato e conteúdo padrão, guias reguladores, posições técnicas da agência.

Outras agências reguladoras federais e estaduais, tais como a Agência Federal de Proteção Ambiental e Segurança Ocupacional e Administração da Saúde, ou órgãos ambientais estaduais podem impor exigências adicionais para controlar os riscos além dos riscos radiológicos e nucleares.

A experiência dos E.U.A. com essas instalações tem sugerido a

necessidade de reforçar requisitos para instalações do ciclo do combustível. A ruptura de um cilindro de UF<sub>6</sub> em 1986 e um acidente perto da criticalidade em 1991 levantaram preocupações sobre o controle dos riscos não - radiológicos e controle das modificações da instalação, respectivamente. Com base nestas experiências, a NRC iniciou em 1994 uma regulamentação para alterar os requisitos de processamento de combustível no 10 CFR Parte 70. As alterações, que foram propostas em julho de 1999, para adotar um abordagem de regulação com informação do risco ou baseada em desempenho. Elas enfatizam o desenvolvimento de uma Análise de Segurança Integrada para identificar os riscos, avaliar as conseqüências das seqüências de acidente críveis e identificar os controles de segurança e sistemas de controles relevantes para a segurança. Alterações similares são propostas no 10 CFR Part 63, que substituirá os requisitos para a disposição de resíduos de alto nível em *Yucca Mountain*. É esperada uma continuação do refinamento dos requisitos nas partes 40, 50, e 72 do 10 CFR.

Pode-se sintetizar que a estrutura das organizações de regulamentação parece ser muito dependente da participação do governo diretamente envolvido na política nuclear. Nos países onde o governo desempenha um papel importante (França, Alemanha, Suíça), o regulador é geralmente integrado dentro do governo e é relativamente fraco. Em particular, a entidade reguladora da segurança não possui autoridade de licenciamento e se reporta extensivamente ao governo. Em países como Canadá e Estados Unidos, que possuem estruturas independentes, ocorre o oposto, o regulador é independente do governo, e trata as questões de licenças e relatórios diretamente com o legislador nacional. Curiosamente, o tempo de emissão de licenças de reguladores independentes é limitado, em contraste com o regulador integrado ao Estado.

A maioria dos reguladores é controlada por órgãos do governo, ou por comissões parlamentares.

O Reino Unido ocupa um lugar particular com uma organização complexa de responsabilidades e obrigações. O regulador britânico é também o único não-especializado em tecnologia nuclear.

O sistema de licenciamento não depende da organização reguladora. Pode-se observar o seguinte:

- (i) Os países têm sistemas de licenciamento diferentes. A ênfase dada a certos aspectos de um projeto de nova instalação difere de país para

país. O local, projeto, construção, pré-testes de comissionamento e operação estão sujeitos a diferentes licenças.

- (ii) Enquanto a maioria dos países só possui uma ou duas audiências públicas, em países como o Canadá e a Suíça o envolvimento do público se dá de forma mais significativa, tanto em termos de frequência como em termos do nível de interações;
- (iii) Da mesma forma, na França e na Alemanha as consultas a outros órgãos ocorrem de forma extensiva, ao contrário da maioria dos outros países onde apenas a agência ambiental é consultada.

## **CAPÍTULO 4**

### **A TEORIA GERAL DOS SISTEMAS E A MODELAGEM DA PERDA DA SEGURANÇA PELA DINÂMICA DE SISTEMAS**

#### **4.1 INTRODUÇÃO**

O primeiro paradigma a ser mudado quando se pensa em abordagem sistêmica é a idéia de sistemas, deve-se pensar em sistemas no contexto da história das idéias e não como uma moda efêmera ou técnica recente (BERTALANFFY, 1972).

Pode-se dizer que a noção de sistema é tão antiga quanto à filosofia européia. Se tentarmos definir o tema central do nascimento do pensamento científico-filosófico como os pré-socráticos Ionian do século VI ac, uma maneira de tornar isso claro é afirmando que a filosofia e sua descendente, a ciência, nasceu quando os gregos aprenderam a considerar ou encontrar, no mundo real, uma ordem ou *kosmos* que foi inteligível e, portanto, controlável pelo pensamento e ação racional.

A formulação dessa ordem cósmica era a visão de mundo aristotélica com seus conceitos holísticos e teleológicos. Afirmção de Aristóteles, "O todo é superior à soma das suas partes", é uma definição do problema básico de sistemas, que ainda é válida. A teleologia aristotélica foi eliminada mais tarde com o desenvolvimento da ciência ocidental.

Uma investigação mais detalhada poderia enumerar uma longa série de pensadores que, de uma maneira ou de outra, contribuíram para a noção do que hoje chamamos de teoria dos sistemas. Mesmo através de uma sondagem rápida e superficial, poder-se-ia mostrar que os problemas com os quais estamos hoje em questão, relacionados ao termo "sistema" não "nasceram ontem" fora das questões atuais da matemática, ciência e tecnologia. Pelo contrário, eles são uma expressão contemporânea de problemas perenes que são reconhecidos e discutido há muito tempo.

Uma maneira de circunscrever a revolução científica do século XVI para o século XVII é dizer que ela substituiu a concepção descritivo-metafísico do universo simbolizadas na doutrina de Aristóteles pela concepção matemática positivista ou concepção de Galileu. Ou seja, a visão do mundo como um universo teleológico foi substituída pela descrição de eventos causais, leis matemáticas.

Dizemos substitui e não elimina, pois a máxima aristotélica de que o todo é

mais do que suas peças ainda permanecer. Devemos enfatizar que a ordem ou a organização de um conjunto ou sistema, transcendendo as suas partes, quando estes são considerados de forma isolada, não é nada metafísico, uma superstição antropomórfica ou uma especulação filosófica, e sim fato decorrente da observação quando olhamos um organismo vivo, um grupo social, ou mesmo um átomo. A ciência, contudo, não foi bem preparada para lidar com este problema. A segunda máxima de Descartes no *Discours de la Methode* era "dividir cada problema em tantos elementos quanto fosse possível". Este, de forma semelhante ao formulado por Galileu como o "método resolutivo", foi o paradigma conceitual da ciência da sua fundação aos dias de hoje, ou seja, resolver e reduzir os fenômenos complexos em partes e processos elementares.

Esse método funcionou de forma admirável na medida em que os eventos observados estavam aptos a ser divididos em cadeias causais isoláveis, isto é, as relações entre duas ou mais variáveis. Foi a base do enorme sucesso da física e da conseqüente tecnologia. Mas questões relacionadas a problemas de muitas variáveis permaneceram. Como foi o caso do problema da mecânica envolvendo três corpos; a situação é agravada quando tratamos do organismo vivo, ou mesmo do átomo além do simples sistema próton-elétron do hidrogênio.

No final da década de 1920 Von Bertalanffy escreveu:

"Dado que o caráter fundamental do ser vivo é sua organização, as investigações habituais das peças e de processos únicos não podem fornecer uma explicação completa dos fenômenos vitais. Esta investigação não nos dá informação sobre a coordenação de peças e processos. Assim, a principal tarefa da biologia deve ser a de descobrir as leis dos sistemas biológicos (em todos os níveis de organização). Acreditamos que as tentativas de encontrar uma base para a biologia teórica é uma mudança fundamental na visão de mundo. Esta visão, considerada como um método de investigação que podemos chamar de "biologia organísmica" e, como uma tentativa de explicação, "a teoria dos sistemas do organismo"

Reconhecido como "algo novo na literatura biológica", o modelo organísmico se tornou amplamente aceito. Este início foi o que mais tarde ficou conhecido como teoria geral dos sistemas. Se o termo "organismo" nas afirmações acima é substituído por outras "entidades organizadas", como os grupos sociais, de personalidade, ou de dispositivos tecnológicos, este pode ser chamado de modelo da teoria de sistemas.

A máxima aristotélica de que o todo é mais do que as suas partes, que foi

desprezada pela concepção mecanicista, por um lado, e que levou a uma demonologia vitalista, por outro, tem uma resposta simples e até mesmo trivial, que em princípio, está presente na formulação de inúmeros problemas:

“As propriedades e modos de ação de nível superior não são explicáveis pelo somatório das propriedades e modos de ação dos seus componentes isoladamente. Se, no entanto, sabemos o conjunto dos componentes e as relações existentes entre eles, então os níveis mais elevados são deriváveis a partir de componentes.” (BERTALANFFY, 1972).

Para a ciência "normal", isto é, a ciência como convencionalmente praticada, é difícil lidar com as relações existentes nos sistemas. A ciência clássica se preocupa até hoje com as relações de causalidade entre duas variáveis, como a atração entre o Sol e um planeta, mas mesmo o problema dos três corpos da mecânica (e os correspondentes problemas em física atômica) não permite solução fechada por métodos analíticos. Além disso, havia descrições de complexidade desorganizada em termos da estatística, cujo paradigma é a segunda lei da termodinâmica. No entanto, com o avanço da observação e da experiência, apareceu o problema da complexidade organizada, isto é, de inter-relações entre muitos, mas não infinitamente muitos componentes.

Aqui está a razão pela qual, apesar dos problemas do sistema serem conhecidos há muitos séculos, eles permaneceram na esfera da filosofia e não se tornaram uma ciência. Isto se deu, principalmente porque faltaram modelos matemáticos e os problemas exigiram uma nova epistemologia, já que a força e o sucesso da ciência clássica ao longo dos séculos militavam contra qualquer mudança no paradigma fundamental da causalidade e resolução em unidades elementares.

A teoria Geral dos Sistemas foi formulada por Von Bertalanffy, oralmente nos anos 30 e publicada após a segunda guerra mundial. A teoria diz :

” Existem modelos princípios e leis que se aplicam a sistemas generalizados ou seus sub – sistemas independentemente da sua natureza especial, a natureza dos elementos de componentes e as relações ou forças entre eles. Nós postulamos uma nova disciplina chamada Teoria Geral de Sistemas. Teoria Geral de Sistemas é um campo lógico-matemático, cuja tarefa é a formulação e dedução dos princípios gerais que se aplicam aos sistemas em geral. Desta forma, a formulação exata de termos como totalidade e soma, diferenciação, progressiva mecanização, centralização, ordem hierárquica, finalidade e equifinalidade, etc, se tornam possíveis, termos que

ocorrem em todas as ciências ao lidar com sistemas e implicam a sua homologia lógica.” (BERTALANFY, 1972)

A abordagem sistêmica se concentra em tratar os sistemas como um todo, e não nas partes tomadas separadamente. Assume-se que algumas propriedades dos sistemas só podem ser tratados adequadamente na sua totalidade, tendo em conta todos os aspectos técnicos e sociais. Estas propriedades derivam das relações existentes entre as partes de sistemas, ou seja, como as partes interagem e se encaixam. Assim, a abordagem sistêmica concentra-se na análise e concepção do todo como distintas a partir de componentes ou peças e fornece um meio para o estudo de sistemas que exibem complexidade organizada. O fundamento da teoria dos sistemas assenta em dois pares de idéias: (1) emergência e hierarquia e (2) comunicação e controle.

Para estes sistemas (com grande complexidade) as abordagens de análise de acidentes tradicionais não se mostram adequadas. Normalmente as abordagens tradicionais baseadas em cadeias de eventos (LEVESON,2002) são análises baseadas no isolamento do componente e na redução analítica, ou seja, na separação do sistema em partes. Em decorrência desta segregação não há re-alimentação e interações não lineares. É premissa que o comportamento individual seja similar quando comparado ao comportamento do sistema, e interações simples propiciam uma análise individual. Com este enfoque só é possível identificar causas próximas, limitando-se os resultados à predição de falhas aleatórias.

As abordagens sistêmicas, baseadas na teoria de sistemas partem do princípio holístico, ou seja, a idéia de que as propriedades do sistema não podem ser determinadas ou explicadas pela soma dos seus componentes isolados, portanto analisam os eventos em conjunto e não como componentes individuais. Nesta abordagem, as análises são baseadas nas interações e nas relações complexas (normalmente com forte acoplamento) que existem entre os eventos, focalizando o que está errado no projeto ou na operação destes sistemas.

Com a evolução dos modelos de análise de acidentes, passamos a ver a segurança como uma propriedade do sistema que emerge das interações dos diversos sistemas constituintes como hardware, software, fatores organizacionais, fatores humanos (ZIO, 2005), como propriedade emergente do sistema, a segurança ou a perda da segurança só poderá ser analisada em um contexto global (LEVESON,2002).

## **4.2 A EVOLUÇÃO DOS MODELOS DE ACIDENTES**

Diante de um acidente, as pessoas têm uma forte e natural necessidade de descobrir porque o acidente ocorreu, sendo mais específico, a necessidade de descobrir suas causas, ou melhor A Causa. Embora possamos pensar que estamos procurando uma explicação para o acidente, estamos de fato, frequentemente procurando uma causa. Em outras palavras, encontrar um causa aceitável é mais importante que descobrir porque o acidente realmente ocorreu (Hollnagel, 2001).

Essa tendência do comportamento humano em procurar causas para os acidentes, e a necessidade de que a causa encontrada seja prontamente aceitável vem norteando os modelos de acidentes na busca por causas relacionadas com as falhas tecnológicas aos fatores organizacionais ao longo do tempo.

Os modelos de análise de acidentes vêm evoluindo ao longo do tempo em função da evolução da complexidade dos sistemas envolvidos que favorecem ou não alguns tipos de causa. Hoje existem três classes modelos de análise de acidentes.

- **Modelos Seqüenciais**

Descreve o acidente como o resultado de uma cadeia de eventos discretos que ocorrem em uma ordem temporal particular. Um dos primeiros modelos de acidentes seqüencial é a teoria do domino proposta por Heinrich (Ferry, 1988). Segundo esta teoria, existem cinco fatores na seqüência de acidentes: sócio-ambientais (condições que nos fazem tolerar ou aceitar os riscos); falha humana; atos ou condições inseguros (planejamento pobres, equipamentos inseguros, ambientes perigosos); acidente e lesões.

Esses cinco fatores estão dispostos em forma de peças de dominó de tal forma que a queda da primeira peça resulta na queda de toda a linha. Isso mostra que cada fator leva ao próximo tendo como resultado final a lesão.

Um evento indesejável (causa raiz) inicia uma seqüência de acontecimentos posteriores levando a um acidente. Isto implica que o acidente é o resultado de uma única causa, e se essa única causa pode ser identificada e removida o acidente não se repetirá. A realidade é que os acidentes têm sempre mais do que um fator de contribuição.

Os modelos seqüenciais funcionam bem por perdas causadas por falhas de componentes físicos ou erros humanos em sistemas relativamente simples. Enquanto o modelo dominó considera apenas uma única cadeia de acontecimentos, modelos de

acidente baseados em eventos também podem ser representados por múltiplos seqüências de eventos hierarquicamente, tais como árvores e redes de causas. Modelos seqüenciais assumem que a relação causa-efeito entre eventos consecutivos é linear e determinística.

Analisando um acidente pode-se mostrar que causa A leva a um efeito B em uma situação específica, enquanto que A pode ser um evento (ou estado) composto tendo por sua vez inúmeras causas (Hollnagel 2001). Assim, esses modelos não podem explicar exhaustivamente as causas de acidentes para sistemas sócio-técnicos modernos, onde múltiplos fatores podem se combinar de forma complexa levando a falhas no sistema e acidentes

- ***Modelos Epidemiológicos***

A necessidade de formas mais poderosas de entendimento dos acidentes levaram à classe de modelos de acidente epidemiológicos, que começaram a ganhar popularidade na década de 1980 (HOLLNAGEL 2001). Modelos epidemiológicos descrevem acidentes analogamente à propagação de uma doença, ou seja, como o resultado de uma combinação de fatores, (alguns manifestados e alguns latentes), que acontecem quando existirem juntos no espaço e no tempo. Uma excelente contribuição para estes modelos foi fornecida por Reason (REASON 1990, 1997), que enfatiza o conceito de segurança organizacional e como as defesas (barreiras de proteção, tais como materiais, humanos e procedimentos) podem falhar. Nesta abordagem, a causa imediata ou próxima do acidente é uma falha humana na linha de regulação do processo ou na interação com a tecnologia. REASON (1997) define acidentes organizacionais como situações nas quais condições latente (condições decorrentes de práticas de gestão de decisão, ou influências culturais) combinadas negativamente com condições locais, desencadeamento de eventos (clima, localização, etc) e com falhas ativas (erros e / ou a violação de procedimento) cometida por indivíduos ou equipes para produzir o acidente.

A noção de fatores latentes suporta a compreensão da causas de acidentes além das causas imediatas, o que é particularmente vantajoso na análise de sistemas complexos que podem apresentar situações de falha múltipla. No entanto, os modelos epidemiológicos ainda seguem os princípios dos modelos seqüenciais (HOLLNAGEL 2004) como mostrar a direção da causalidade de forma linear. Além disso, as relações causais entre condições latentes (fatores organizacionais) e o acidente é complexa e flexível (SHORROCK ET AL. 2003). O modelo mostra uma visão estática do

organização e que os defeitos são muitas vezes transitórios ou seja, os buracos no queijo suíço estão em contínuo movimento.

- **Modelos Sistêmicos**

Nos modelos sistêmicos, um acidente ocorre quando vários fatores causais (como humanos, técnicos e ambientais), co-existem em tempo e espaço específico (HOLLNAGEL 2004). Para os modelos sistêmicos, os acidentes são fenômenos emergentes que, devido às interações complexas entre os componentes do sistema, podem levar à degradação do desempenho do sistema, ou resultar em um acidente.

Modelos sistêmicos têm suas raízes na teoria dos sistemas. A teoria dos sistemas inclui os princípios, modelos e leis necessárias à compreensão das inter-relações complexas e interdependências entre os componentes (técnicos, humanos, organizacionais e de gestão).

Na abordagem da teoria dos sistemas, considera-se que os sistemas contêm elementos que interagem para manter o equilíbrio através de *loops* de retroalimentação, informação e controle. Um sistema não é considerado como um projeto estático, mas como um processo dinâmico que está continuamente se adaptando para alcançar os seus objetivos e reagir as suas mudanças internas e às mudanças do ambiente. O projeto do sistema deve impor restrições sobre o seu comportamento para uma operação segura, e deve prever adaptações às mudanças dinâmicas para manter a segurança. Os acidentes são tratados como o resultado de processos falhos envolvendo interações entre estruturas humanas, sociais e organizacionais, atividades de engenharia e física e os componentes do sistema de software (LEVESON, 2004).

A complexidade e os rápidos avanços na tecnologia levaram ao desenvolvimento de sistemas sócio-técnicos de alto risco, que são geridos por organizações complexas operando em condições ambientais altamente voláteis e dinâmicas, como a concorrência de mercado, pressões políticas e econômicas, legislação e crescente sensibilização social sobre a segurança (RASMUSSEN, 1997). Rasmussen postula que estes fatores têm transformado o caráter dinâmico da sociedade moderna e influenciam continuamente as práticas de trabalho e comportamento humano na operação de sistemas complexos. Modelos causais determinísticos (por exemplo, cadeia seqüencial de eventos) são insuficientes para estudar as falhas e acidentes em sistemas sócio-técnicos altamente adaptáveis. Rasmussen adota um sistema orientado para uma abordagem baseada nos conceitos

da teoria de controle e propõe um enquadramento para a modelagem da gestão organizacional, e estruturas operacionais que criam as condições para os acidentes. A estrutura de Rasmussen para gestão de risco tem duas partes: Estrutura e Dinâmica.

- **Estrutura Hierárquica**

RASMUSSEN (1997) mostra o gerenciamento de risco como um problema de controle no sistema sócio-técnico, onde lesões humanas, poluição ambiental, e catástrofes financeiras ocorrem devido à perda de controle dos processos físicos. Segundo Rasmussen, a segurança depende do controle dos processos de trabalho no contexto das pressões e restrições no ambiente operacional. Os sistemas sócio-técnicos envolvidos na gestão de riscos incluem vários níveis hierárquicos, que vão desde legisladores, organização e gestão das operações, aos operadores do sistema.

- **Dinâmica de Sistemas**

Em ambientes dinâmicos complexos, não é possível estabelecer procedimentos para todas as condições possíveis, em particular para as situações de emergência de risco elevado, e imprevistos (RASMUSSEN, 1997). Em usinas nucleares, onde as tarefas e os procedimentos são rigorosamente prescritas, violações de instruções têm sido repetidamente observadas (Vicente *et al.* 2004). Vicente argumenta que a violação dos procedimentos formais por parte dos operadores parece ser bastante racional (sensível), dada a carga de trabalho real e restrições de calendário. O comportamento dos operadores é contexto e moldado pelas condições dinâmicas do ambiente de trabalho.

O processo de tomada de decisão e as atividades humanas são obrigados a permanecer entre os limites do espaço de trabalho definido pelas restrições administrativas, funcionais e de segurança. Forças dinâmicas podem influenciar um sistema sócio-técnico complexo para modificar seu comportamento ao longo do tempo. O espaço seguro de desempenho dentro do qual os atores podem navegar livremente está contido em três fronteiras: individual inaceitável carga de trabalho; restrições financeiras e econômicas, e os regulamentos e procedimentos de segurança. As pressões financeiras produzem um gradiente de custo que influencia o comportamento humano que procura se adaptar a estratégias de trabalho mais eficazes economicamente, enquanto pressões na carga de trabalho resultam em um gradiente no esforço de motivação dos indivíduos em mudar suas práticas de trabalho reduzindo o trabalho cognitivo ou físico. Estes gradientes tendem a induzir variações

no comportamento humano que são análogas ao movimento browniano da molécula de um gás

A fim de lidar com os componentes organizacionais de sistemas sócio-técnicos que experimentam adaptações e mudanças constantemente, os pesquisadores chegaram a conclusão que precisariam ser capazes de modelar os aspectos do sistema dinâmico (LEVESON, 2002). Para isso, recorreram aos modelos de dinâmica de sistemas (STERMAN, 2000).

Como os sistemas e as organizações experimentam continuamente a mudança e adaptação às condições existentes, os modelos de dinâmica de sistemas se apresentam como uma solução para descrever as alterações em sistemas com estas características. Eles têm sido usados para analisar as possíveis conseqüências indesejadas da tomada de decisão organizacional.

Como descrito em LEVESON (2002), as defesas de um sistema de segurança ou de controle podem se degradar ao longo do tempo devido a mudanças no comportamento dos componentes do circuito de segurança. As razões para a migração do sistema para um estado de maior risco serão específicas do sistema e podem ser bastante complexa. Em contraste com as relações geralmente simples e diretas representadas nos modelos de acidente de cadeia de eventos, a maioria dos acidentes em sistemas sócio-técnicos complexos envolve relações entre eventos e ações humanas que são altamente não-lineares, envolvendo múltiplos laços de realimentação. A prevenção de acidentes nesses sistemas, portanto, requer uma compreensão não só da estrutura estática do sistema (complexidade estrutural) e das alterações a esta estrutura ao longo do tempo (a dinâmica estrutural), mas também a dinâmica por trás destas mudanças (o comportamento dinâmico).

Existem diversos modelos, como o Modelos SpecTRM-RL (LEVESON, 2002), que capturam a estrutura de controle estático e são úteis na realização de uma análise de risco, que analisam as estruturas complexas de controle e da dinâmica ou as mudanças estruturais (falhas e interações disfuncionais) que ocorrem ao longo do tempo nestas estruturas, mas não a dinâmica comportamental, ou seja, os processos dinâmicos por trás destas mudanças estruturais.

Para modelar a dinâmica de comportamento, é necessário adaptar as técnicas de modelagem dinâmica de sistemas com o objetivo de modelar e compreender os processos dinâmicos na base da alteração da estrutura de segurança estática de controle, entendendo: como e por que a estrutura de controle de segurança

poderia mudar ao longo do tempo; o que pode conduzir a controles ineficazes e estados inseguros ou perigosos

O campo da dinâmica do sistema, criado no MIT em 1950 por Jay Forrester, foi concebido para ajudar os tomadores de decisão a aprender sobre a estrutura e dinâmica de sistemas complexos, a elaborar políticas para a melhoria sustentada e catalisar a implantação bem-sucedida e mudança. A dinâmica de sistemas fornece uma estrutura para lidar com a complexidade dinâmica, onde causa e efeito não são relacionados de maneira óbvia. Fundamenta-se na teoria da dinâmica não-linear e controle de retroalimentação, mas também necessita do apoio da psicologia cognitiva e social, da teoria da organização, economia e outras ciências sociais (STERMAN, 2000). Modelos de dinâmica de sistemas, e os simuladores ajudam a capturar a dinâmica complexa e criam um ambiente de aprendizagem organizacional e concepção de políticas. Os modelos de dinâmica de sistemas fornecem uma ferramenta de gestão de risco integrada, extremamente poderosa que vai muito além do que é possível utilizando técnicas atuais.

A dinâmica do sistema é particularmente relevante quando se analisam os acidentes do sistema. O mundo é dinâmico, evolutivo, e interligado, mas nós temos a tendência de tomar decisões por meio de modelos mentais que são estáticos, limitados e reducionistas. Assim, as decisões que aparentemente não tem nenhum efeito sobre a segurança ou mesmo aparentam ser benéficas podem de fato degradar a segurança e aumentar o risco. Em pesquisa relacionada, mas independente, Marais e Leveson trabalharam na definição de modelos dinâmicos do sistema arquetípico frequentemente associados a acidentes para ajudar na criação de modelos para sistemas específicos (MARAIS & LEVESON, 2003). O comportamento de sistema na dinâmica de sistemas é modelado usando loops de retroalimentação (causal), armazenamentos e fluxos (níveis e taxas), e as não-linearidades criadas por interações entre os componentes do sistema. Nesta visão do mundo, o comportamento ao longo do tempo (a dinâmica do sistema) pode ser explicada pela interação de enlaces de retroalimentação positivo e negativo (SENGE, 1990). Os modelos são construídos a partir de três elementos básicos: loops de retroalimentação positiva ou loops de reforço, e loops de retroalimentação negativa ou loops de balanço, e atrasos. Ciclos positivos (chamado loops de reforço) são auto-reforço quando laços negativos tendem a compensar mudanças. Atrasos introduzem um potencial de instabilidade no sistema.

A metodologia proposta por Leveson baseada no modelo proposto por Rasmussen (RASMUSSEN, 1997) e na dinâmica de sistemas foi publicada em 2002, na Conferência Internacional do Sistema de Segurança Society, Denver. Na mesma conferência, Leveson também publicou uma aplicação de seu novo modelo, para o caso do acidente de incêndio no Iraque-No-Fly Zone- em 14 de abril de 1994.

Mais tarde, ainda em 2002, Leveson nomeou seu novo modelo de "STAMP" (*Systems-Theoretic Accident Model and Processes*). Este novo modelo evoluiu rapidamente e Leveson escreveu um novo artigo (LEVESON, 2004).

Alguns trabalhos de estudo de caso foram publicados por Leveson e sua equipe para oferecer bons exemplos em sua nova abordagem sobre a engenharia de segurança.

#### **4.3 A UTILIZAÇÃO DA ABORDAGEM SISTÊMICA TENDO COMO FERRAMENTA A DINÂMICA DE SISTEMAS**

Utilizaremos a abordagem da dinâmica de sistemas, cuja pesquisa e utilização são peculiares, pois é derivada diretamente de um campo de conhecimentos desenvolvida no MIT - *Massachusetts Institute of Technology* - nos últimos 50 anos, denominado dinâmica de sistemas. Esta abordagem parte da utilização específica do modelo de aprendizagem organizacional apresentado pelos pesquisadores do MIT (SENGE, 1990, 1996).

Assim como uma série de outras linhas da qual o pensamento sistêmico é oriundo, a dinâmica de sistemas também é orientada "para examinar a interrelação de forças, e vê-las como parte de um processo comum" (SENGE, 1990). No entanto, a dinâmica de sistemas proporciona, além disso, um conjunto de instrumentos para a compreensão e comunicação sobre os modelos da realidade, utilizados pelos teóricos da aprendizagem organizacional para compor uma linguagem capaz de transformar os processos de pensamento. Por se apresentar de uma maneira desafiadora, criticando o pensamento tradicional, é interessante avaliar seus pressupostos e a sua utilidade no dia a dia organizacional.

##### **4.3.1 Histórico e Antecedentes do Pensamento Sistêmico**

A utilização mais recente do pensamento sistêmico surge a partir de uma série de eventos que evidenciam o trabalho realizado ao longo de cerca de 50 anos de

desenvolvimento da Dinâmica de Sistemas, culminando com o surgimento, na década de 90, da Aprendizagem Organizacional e tendo o pensamento sistêmico como uma de suas mais importantes disciplinas.

Durante a II Guerra Mundial, um engenheiro elétrico, Jay W. Forrester, juntamente com outros técnicos do Laboratório de Servomecanismos do MIT, realizavam trabalhos para as forças armadas americanas, através do desenvolvimento de controles para armas e radares. Seu trabalho era comandado por Gordon Brown, um dos pioneiros da tecnologia de sistemas de controle de realimentação. Em 1956, quatro anos após a fundação da *Sloan School of Management*, escola de administração vinculada ao MIT, Forrester abandonou a engenharia, o que permitiu as primeiras aplicações de dinâmica a problemas administrativos. Na busca para utilizar o computador para facilitar o trabalho de modelagem, Forrester contratou Richard Bennett, especialista em computação, e solicitou o seu auxílio para a modelagem computacional.

A partir desses trabalhos, Forrester escreveu um livro, que deu origem à dinâmica de sistemas e sua aplicação nas ciências administrativas (FORRESTER, 1961). A aplicação destes conhecimentos a problemas sociais deu-se posteriormente através de contatos de Forrester com John F. Collins, ex-prefeito de Boston e, à época (1968) trabalhando como professor visitante para questões urbanas no MIT. No ano seguinte, Forrester lança um novo livro (FORRESTER, 1969). Deste ponto em diante, o interesse dirige-se para a dinâmica de sistemas sociais e econômicos globais, marcado por projetos no MIT e pelo lançamento um terceiro livro (FORRESTER 1973).

Participando destes empreendimentos e tendo Forrester como orientador, Peter M. Senge, engenheiro formado em Stanford, recebeu seu grau M.Sc. em Dinâmica de Sistemas Sociais e Ph.D. em Administração pelo MIT. Trabalha durante a década de 70 na realização de seminários com executivos, introduzindo as práticas de dinâmica de sistemas nos processos gerenciais. Começaram a ser ministrados então, os seminários em pensamentos, como forma de auxiliar as empresas nos esforços freqüentemente fracassados em tentativas de intervenção na realidade organizacional (SENGE, 1990, p. 24). A partir destas constatações, Senge buscou no pensamento sistêmico a possibilidade de construção de organizações onde os membros pudessem realizar completamente as suas capacidades. Senge e sua equipe passam a utilizar os princípios do pensamento sistêmico para a construção de comunidades comprometidas com o auto-aprimoramento dos seus membros.

Este esforço de transformação foi incentivado pela introdução da dinâmica de sistemas no ensino na década de 80. Gordon Brown, já aposentado do MIT, num incidente casual, emprestou o software de modelagem de dinâmica de sistemas STELLA ao professor Frank Draper, que lecionava biologia para a 8a. série em Tucson, Arizona. Draper fez experiências com seus alunos e descobriu que sua aplicação permitirá um aprendizado muito mais efetivo. A partir deste fato, a dinâmica de sistemas passou a ser vista como um forte instrumento de auto-aprimoramento. Apostando nesta possibilidade de alavancar o auto-aprimoramento dos indivíduos dentro das organizações, Senge lançou em 1990 um livro (SEGEN, 1990) contendo o que seriam a essência, os princípios e as práticas de uma organização que busca o auto-aprimoramento contínuo dos seus membros, ou seja, uma "organização que aprende" (*learning organization*). Todo o trabalho é essencialmente baseado no pensamento sistêmico, uma das cinco disciplinas da organização que aprende. O desdobramento deste trabalho surgiu em 1994, através de um novo livro (SEGEN 1994) com aspectos teóricos de base, casos e exercícios. À época do lançamento do primeiro livro, Senge era diretor do programa de Pensamento Sistêmico e Aprendizagem Organizacional do MIT. Em 1992, é criado o MIT *Learning Center*, recebendo apoio da iniciativa privada e realizando trabalhos em conjunto com empresas.

#### **4.3.2 Fundamentos da Dinâmica de Sistemas**

Como foi possível observar, o ramo de conhecimentos da dinâmica de sistemas originou-se principalmente dos conhecimentos acerca da teoria de realimentação e da teoria dos servomecanismos, oriundas respectivamente da cibernética e da engenharia. Cabe neste ponto estabelecer alguns conceitos chave. Em primeiro lugar, como já dito anteriormente, do ponto de vista do pensamento sistêmico, sistema pode ser definido como uma entidade que mantém sua existência através da interação mútua entre suas partes. Observa-se que um sistema não pode ser caracterizado apenas pelas partes que o compõem, mas principalmente pelas inter-relações entre elas, que seriam responsáveis pelas características do todo. A dinâmica de sistemas procura justamente elucidar as características gerais dos sistemas, partindo dos padrões de comportamento entre as partes e das estruturas determinantes destes padrões.

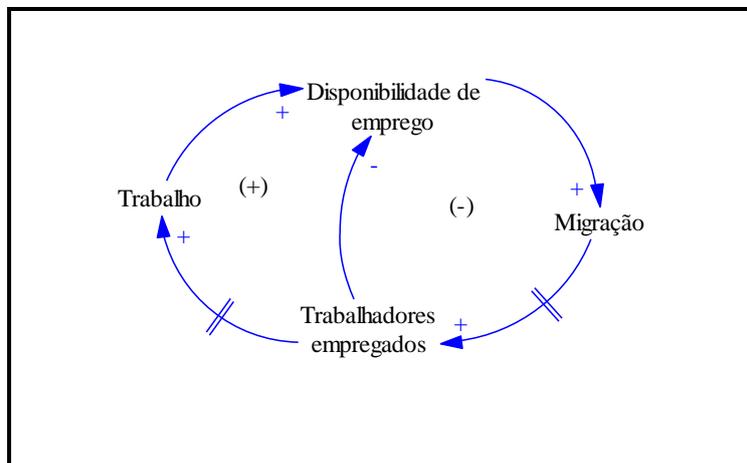
Em um sistema, as partes influenciam-se umas às outras de maneira mútua, quer direta ou indiretamente. Tais fluxos de influência, segundo Senge (1990. p.82),

teriam um caráter "recíproco, uma vez que toda e qualquer influência é, ao mesmo tempo, causa e efeito - a influência jamais tem um único sentido". Este fluxo de influência é recíproco no sentido de que uma influência de um elemento A sobre B, causa influência de B sobre C, que pode voltar a influenciar novamente A, num ciclo de causação circular denominado enlace ou realimentação.

De posse destes conceitos, cabe refinar o foco principal da dinâmica de sistemas. De uma forma mais específica, ela busca a compreensão da estrutura e do comportamento dos sistemas compostos por enlaces de realimentação interagentes (GOODMAN, 1989). Para esta compreensão, utilizam-se principalmente dois tipos de diagramas: os diagramas de enlace causal e os diagramas de fluxo.

### 4.3.3 Diagrama de Enlace Causal

Este tipo de diagrama é enfatizado pela simplicidade de representação do comportamento de um sistema, através do mapeamento dos seus elementos formadores e dos relacionamentos entre eles, isto é, de que forma um elemento influencia o comportamento de outro. A Figura 4.1 ilustra um exemplo de diagrama de enlace causal.



**Figura 4.1:** Diagrama de enlace casual (adaptado de Goodman, 1989, p.5)

Este diagrama é basicamente composto por:

1. Elementos do sistema ou variáveis: entidades ou fatores relevantes do sistema - no caso acima, o nível de "disponibilidade de emprego", a taxa de "migração", a quantidade de "trabalhadores empregados" e o nível de "trabalho" demandado dentro do contexto;

2. Relacionamentos: setas que indicam a direção de influência de um elemento sobre outro; o sinal que acompanha a seta indica a forma de relacionamento: quando "+", indica que uma variação no elemento causador gera uma variação no mesmo sentido no elemento que recebe o efeito; "-" indica uma variação de efeito contrário - no exemplo, um aumento no nível de emprego gera um aumento na migração de pessoas buscando emprego; um aumento no número de trabalhadores empregados diminui a disponibilidade de emprego;

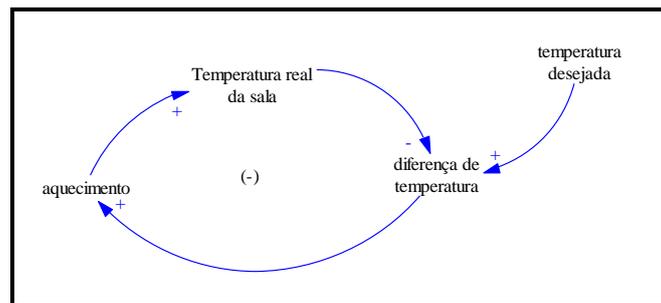
3. Atrasos: efeitos que somente são sensíveis após um tempo de espera - no caso, é o efeito gerado pelo aumento da demanda de trabalho causada por maior massa de trabalhadores empregados com renda passível de gerar consumo - ilustrado no diagrama por duas barras paralelas ao longo do relacionamento que produz efeito com atraso;

4. Enlaces ou realimentação: conjunto circular de causas em que uma perturbação em um elemento causa uma variação nele próprio como resposta; para determinar sua polaridade, basta identificar, a partir da perturbação de um elemento (aumento ou redução), se o efeito resultante sobre si próprio é no mesmo sentido, originando uma realimentação positiva (+), ou se é em sentido inverso, originando uma realimentação negativa (-) - no exemplo acima, um aumento na disponibilidade de empregos gera um aumento na migração; um aumento na migração gera aumento na quantidade de trabalhadores empregados; um aumento na quantidade de trabalhadores empregados provoca redução na disponibilidade de empregos - logo, uma realimentação negativo (-); no entanto, o mesmo aumento na disponibilidade de empregos, que gera aumento no número de trabalhadores empregados, gera aumento, a longo prazo, na quantidade de trabalho necessário, o que gera aumento de disponibilidade de emprego - neste caso, uma realimentação positiva (+).

As realimentações positivas são também denominadas enlaces de reforço, ao passo que as realimentações negativas são também conhecidos por enlaces de balanceamento. Outra observação importante é que a determinação do efeito de um elemento sobre o outro é definido mantendo-se todos os demais efeitos sobre o elemento afetado constantes. No exemplo acima, ao se determinar que efeito a variação do número de trabalhadores empregados teria sobre a disponibilidade de emprego, assumiu-se que o efeito de trabalho sobre a disponibilidade de emprego se manteve constante.

Na vida comum, os enlaces de reforço são comportamentos próprios de "círculos viciosos", "círculos virtuosos", ou ainda "efeito bola de neve". A maioria destas estruturas geram crescimentos exponenciais.

Os enlaces de balanceamento são os responsáveis pelos mecanismos de equilíbrio do universo. São caracterizados por serem direcionados para um objetivo. O exemplo mais comum deste tipo de sistema é o controle de termostato de um sistema de aquecimento, apresentado na Figura 4.2.



**Figura 4.2:** Sistema de aquecimento controlado por termostato (adaptado de Goodman, 1989, p.37)

É importante lembrar que o diagrama de enlace causal tem dois importantes papéis a cumprir nos estudos em dinâmica de sistemas. Primeiro, ele serve como um esboço das hipóteses causais. Segundo, ele simplifica a ilustração do modelo. Em ambos os casos, segundo GOODMAN (1989), ele permite ao analista rapidamente comunicar os pressupostos estruturais do modelo. Por isso são úteis nos estágios iniciais dos estudos do sistema.

#### **4.3.4 Diagrama de Fluxo**

Os diagramas de fluxo são representações mais elaboradas da dinâmica de funcionamento dos sistemas, próprios para a modelagem computacional. Goodman (apud Pidd, 1992, p.255) sugere que, ao modelar sistemas, se utilize preliminarmente os diagramas de enlaces causais que proporcionam uma ligação útil entre a descrição verbal e sua representação como modelos de computador. O maior grau de refinamento dos diagramas de fluxo é relativo ao maior número de símbolos, que permitem identificar os tipos de elementos interagentes dentro do sistema. Este símbolos são, segundo PIDD (1992):

- Níveis: acumulações ou estoques dentro do sistema;

- Fluxos: o movimento de materiais e informação dentro do sistema;
- Funções de decisão: a forma como os fluxos são controlados - usualmente definidos como políticas de gerenciamento;
- Atrasos: demoras na manifestação dos efeitos da influência de um elemento sobre outro;
- Fontes e escoadouros: o início e o fim de um fluxo;
- Variáveis: auxiliares para a realização de operações algébricas;
- Parâmetros: constante de ajuste para estabelecer objetivos de um sistema.

Como descrito, a dinâmica de sistemas forneceu os elementos necessários para o estabelecimento do pensamento sistêmico. Neste sentido, serão iniciados os esforços visando esclarecer as bases do pensamento sistêmico.

#### **4.3.5 A Linguagem Sistêmica**

Senge (SENGE 1990, p.80), argumenta que a dinâmica de sistemas permite uma nova forma de linguagem para comunicar o funcionamento dos sistemas e da realidade. Como parte do pressuposto de que "a linguagem modela a percepção", uma nova linguagem traria novas formas de pensamento que permitiriam compreender os sistemas complexos. Novas formas de pensamento gerariam processos mentais mais efetivos para tratar a realidade, o que elevaria o potencial das pessoas. Isto romperia com o "pensamento linear", que pressupõe relações de causa-efeito que impedem a percepção de situações envolvendo complexidade dinâmica, manifestada "quando uma mesma ação produz efeitos completamente diferentes a curto e a longo prazo" ou quando ela tem "um determinado efeito no local de intervenção, e um efeito completamente diferente em outra parte do sistema" (op. cit., p.79).

Um novo tipo de pensamento seria principalmente importante, pois a maioria das estratégias de ação é resultado de uma visão de mundo. Esta visão de mundo é resultado dos seus modelos mentais, que são crenças e pressupostos dos indivíduos a respeito da realidade. Logo, a maioria das ações dos atores é decorrente dos seus modelos mentais. Assim, uma nova forma de pensamento deveria ajudar a mapear, desafiar e melhorar os modelos mentais, visando ações mais efetivas na realidade organizacional (SENGE & STERMAN, 1994).

Um conjunto de efeitos é apresentado por SENGE (1990, p.80) para demonstrar as influências desta forma de pensamento proposta. Em primeiro lugar, Senge acredita que a essência da mudança de mentalidade que o pensamento sistêmico introduz é:

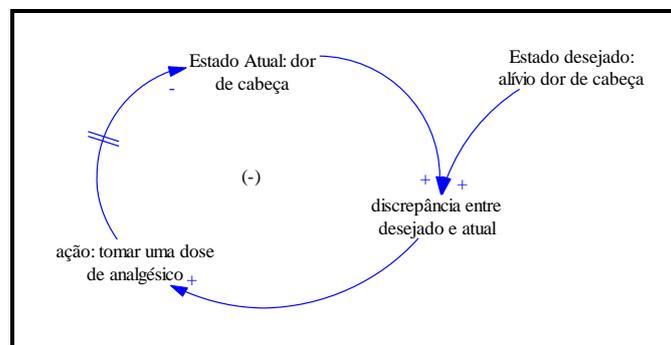
1. Uma nova forma de pensar sobre as inter-relações dos elementos da realidade, passando a perceber-se cadeias circulares ao invés de cadeias lineares de causa-efeito e;

2. Passar a ver processos de mudança ao invés de mudanças instantâneas.

Pensar sobre as cadeias circulares de causa-efeito ajuda a obter uma melhor compreensão sobre o funcionamento da realidade, pois permite elucidar os efeitos indesejados que muitas ações provocam, principalmente se forem baseadas no pensamento linear, que não considera os processos de realimentação.

A argumentação com relação ao pensamento sistêmico também parte do pressuposto de que mudanças "instantâneas" não levam em consideração as questões de complexidade dinâmica presentes na realidade, como os atrasos na produção de efeitos. Para os especialistas em dinâmica de sistemas, a maioria dos sistemas possui tempos de espera na produção de efeitos, que se não forem considerados, podem levar a ações que façam o sistema "passar do alvo" (SENGE, 1990, p.94). Um exemplo simples ilustra bem esta questão.

Para aliviar uma dor de cabeça, em geral um indivíduo toma analgésicos. No entanto, é necessário um tempo de espera para que o analgésico produza efeito. Ninguém em sua consciência tomaria uma segunda dose 10 segundos depois, somente porque o alívio não foi imediato. Um tempo de espera é necessário para surtir o efeito. A Figura 4.3 ilustra o exemplo através de um diagrama do enlace de balanceamento.



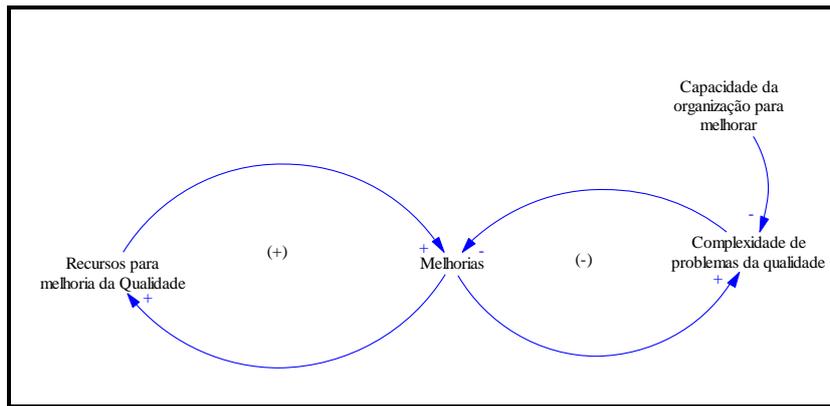
**Figura 4.3:** - Diagrama do enlace de balanceamento do controle de uma dor de cabeça

SENGE (1990, p.95) argumenta que um tempo de espera não reconhecido pode gerar instabilidade e colapso, pois as ações tendem a ser reforçadas com o não aparecimento dos efeitos desejados, o que pode levar a uma "overdose" de ações que podem fazer o sistema "passar" do alvo ou gerar efeitos colaterais. Partindo destes pressupostos, qualquer resolução de problemas através de ações "instantâneas" teria que ser considerada com cautela, pois suas conseqüências poderiam surtir efeitos a longo prazo, ou conforme a complexidade dinâmica envolvida, em locais diferentes daqueles da intervenção. Neste caso, a argumentação é de que as ações na realidade sejam realizadas como "processos de intervenção", pois devem considerar tanto os atrasos nos efeitos dentro do sistema, como os atrasos da própria dinâmica do processo de intervenção.

Dentro deste contexto, SENGE (1996, p.105) reforça a importância do uso dos diagramas de enlace causal como instrumento de linguagem. A argumentação é que (1) a linguagem natural não oferece uma estrutura adequada para entender e comunicar uma situação em que estão envolvidas influências mútuas dos elementos da realidade, com enlaces de retroalimentação e, (2) como a linguagem molda o pensamento, uma linguagem que trate mais adequadamente as complexidades dinâmicas da realidade traria uma forma de pensamento mais efetiva. Por isso, Senge et alii (1996) definem a estrutura básica da linguagem baseada nos diagramas de enlace causal. Argumentam que um quadro (um diagrama de enlaces causais de uma situação) narra um caso (uma situação com complexidade dinâmica). Para isto, é necessário construir parágrafos e frases. As frases são tipicamente formadas por elementos e pelas influências entre eles. Estas frases dispostas de maneira a formar um enlace, formam os parágrafos.

De um conjunto de enlaces pode-se formar um quadro descritivo que pode ter uma estrutura que se repete freqüentemente em diversas situações. Surgem os chamados arquétipos sistêmicos, desenvolvidos numa empresa de consultoria vinculada ao *Learning Center* em meados da década de 1980.

Os arquétipos funcionam como estruturas comuns de linguagem (a exemplo da estrutura de um soneto) que ajudam a montar um trecho descritivo.



**Figura 4.4:** Exemplo de situação utilizando o arquétipo "Limites do Crescimento" (Senge et alii, 1996, p.123)

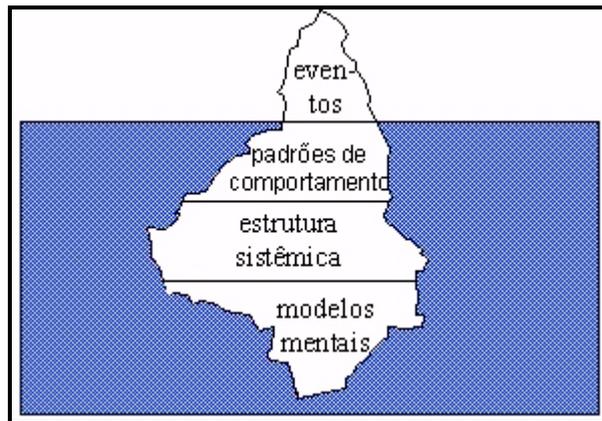
A Figura 4.5 ilustra uma situação típica nas organizações e na natureza. Recursos alocados para esforços de Qualidade geram melhorias, que impulsionam novos investimentos em melhoria para Qualidade. No entanto, as melhorias "fáceis" implantadas no início dão lugar à tentativa de resolver problemas mais complexos, o que diminui o ritmo das melhorias. O enlace de reforço passa a ser limitado pela capacidade da organização de resolver problemas mais complexos, ou seja, sua capacidade para melhorar. Este arquétipo tipicamente mostra um processo de crescimento exponencial inicial, que num dado momento é limitado por um enlace de balanceamento que tem implícito um limitante ou objetivo a ser atingido. Assim como este, diversos outros são ilustrados na literatura especializada.

Considerada a importância da linguagem sistêmica, passam-se a considerar os elementos teóricos básicos do pensamento sistêmico, visando à construção de um método de compreensão e intervenção na realidade.

#### **4.3.6 Os Níveis do Pensamento Sistêmico**

Um dos principais modelos de funcionamento do pensamento sistêmico é o dos níveis de uma situação. Este modelo serviu como base para a conceituação de um método que permita, através do aprofundamento da percepção, a ampliação da compreensão de questões sistêmicas.

Na prática, estes níveis atuam simultaneamente, mas SENGE (1990, p. 57) advoga que possuem utilidade bastante diferente e que, para percebê-los, são necessários níveis distintos de percepção. Os níveis estão ilustrados na Figura 4.5.



**Figura 4.5:** Níveis do pensamento sistêmico ilustrados pela metáfora do iceberg

Pode-se observar no primeiro nível (o mais visível), eventos ocorrendo e sendo percebidos pelas pessoas envolvidas. Em geral, é com base nestes eventos que as pessoas explicam situações - "quem faz o quê a quem", razão pela qual as ações baseadas nesta percepção tendem a tomar aspectos reativos - o que, segundo Senge (1990, p.58), é o tipo de ação mais comum.

As pessoas, baseadas na percepção de eventos, reagiriam de uma maneira automática e isto guiaria grande parte das suas ações. No entanto, tais eventos são evidências de padrões de comportamento dos elementos da realidade descrita. Para que uma percepção extrapole o limite do nível dos eventos, seria preciso analisar as tendências de longo prazo e avaliar suas implicações. Neste nível, são utilizados gráficos, avaliando o comportamento passado das variáveis e buscando evidências que possam predizer seu comportamento futuro ou desejado. Neste caso, as ações tomariam uma forma responsiva, pois surgem indicativos de como em longo prazo os atores podem responder às tendências de mudança. O terceiro nível invoca a compreensão estrutural da situação em questão. Ele indica o que causa os padrões de comportamento, buscando explicar como os elementos influenciam-se. Este nível de ilustração é o mais rico e é o que permite as melhores intervenções em termos de alavancagem da mudança. Observe-se a explicação de Senge sobre o poder das explicações estruturais:

"A razão pela qual as explicações estruturais são tão importantes reside no fato de elas serem as únicas a mexerem com as causas do comportamento num nível em que os padrões de comportamento podem ser alterados. A estrutura gera comportamento, e mudando-se a estrutura podem-se gerar diferentes padrões de comportamento." (SENGE 1990, p.59). Partindo do pressuposto de que estrutura gera

comportamento, pode-se inferir que o quarto nível influencia os demais na medida em que os modelos mentais dos atores influenciam o seu comportamento de forma a gerar estruturas sistêmicas da realidade. Assim, é preciso identificar como eles geram ou influenciam as estruturas em jogo para que seja possível compreendê-las e modificá-las.

A partir deste esquema básico, SENGE (1996, p.91) introduzem um método alternativo para a compreensão e intervenção da realidade. Identificado como "Narração de Histórias", estabelece que, através do diálogo entre os principais atores organizacionais, se aprofunde o entendimento de uma situação, mergulhando nos níveis descritos. Ao final, seria possível uma compreensão mais clara da dinâmica da situação, para então estabelecerem-se cursos de ação nos pontos de alavancagem do sistema. O método está resumidamente descrito a seguir.

## **CAPÍTULO 5**

### **A NECESSIDADE DE UMA NOVA ABORDAGEM PARA A AVALIAÇÃO DA SEGURANÇA NO PROCESSO DE TOMADA DE DECISÃO REGULATÓRIO**

#### **5.1 INTRODUÇÃO**

Ao contrário dos reatores de potência, que são bastante padronizados em função de sua fabricação em modelos de produção comercial, cada instalação do ciclo do combustível nuclear exceto o reator é praticamente única, pois depende, na fase inicial do processo, de uma série de características do minério, e na fase final do processo da tecnologia. A tecnologia de produção de combustível nuclear é considerada sigilosa, dada a possibilidade de desvio de seu uso para a formação de estoques de material enriquecido para fins bélicos, o que faz com que o segredo que a cerca dificulte a padronização e divulgação dos requisitos de segurança.

As instalações do ciclo diferem dos reatores de potência em muitos aspectos, sendo os mais importantes listados a seguir:

- ❖ O emprego de uma maior diversidade de tecnologias e processos,
- ❖ O fato do material físsil e dos rejeitos serem manuseados, processados tratados e estocados em todas as partes da instalação nuclear. Este processamento utiliza grandes quantidades de substâncias químicas perigosas, tóxicas, corrosivas ou combustíveis. Conseqüentemente o material de interesse para a segurança nuclear está mais distribuído através da instalação, em contraste com os reatores onde o material nuclear está localizado no núcleo do reator ou nas áreas de estocagem de combustível.
- ❖ As instalações são freqüentemente caracterizadas por mais comuns variações na operação, equipamentos e processos, os quais necessitam de tratamentos, campanhas de produção, desenvolvimentos de novos produtos, pesquisa e desenvolvimento e melhorias contínuas;
- ❖ Nas instalações do ciclo do combustível geralmente é significativamente maior a confiança depositada no operador, não somente para conduzir a instalação em operação normal, como também nas respostas às falhas e a condições de acidente;

- ❖ Dentro dos perigos existentes em algumas instalações do Ciclo do combustível estão os eventos de criticalidade inadvertida, e estes eventos podem ocorrer em diferentes locais e associados com diferentes operações;
- ❖ O processo das instalações do ciclo do combustível consiste no processamento químico de material físsil, e se este não for propriamente manuseado seu processamento químico pode levar a vazamentos inadvertidos de substâncias perigosas e radioativas.

Outro aspecto relevante é o fato de que nas instalações do ciclo do combustível a segurança depende em grande parte de intervenção dos operadores e de controles administrativos, ao invés de controles de engenharia passivos ou ativos.

A segurança das instalações de fabricação do combustível nuclear sempre teve uma relação maior com os acidentes em instalações da indústria de mineração ou química. O número e conseqüências de acidentes nesse tipo de instalação podem ser considerados pequenos. A regulação das instalações do ciclo do combustível sempre foi muito sensível à questão do acidente de criticalidade, cuja principal forma de prevenção se dá pela geometria (forma e capacidade) dos recipientes onde a excursão de criticalidade pode ocorrer (máximo acidente postulado). Os acidentes de criticalidade nuclear mais recentes ocorreram no Japão. Um na cidade de Tokai, em 1997, que envolveu o incêndio em rejeitos radioativos de materiais resultantes do reprocessamento, que continham nitrato de betume, e outro, mais recente, 1999, ocorreu em Tokaimura, também no reprocessamento, neste acidente a falta de atendimento a critérios de segurança levou à utilização de recipientes errados para misturas com teor mais elevado de enriquecimento do urânio presente no material.

O risco relativamente baixo, mesmo para os acidentes mais graves, faz com que a segurança nas instalações do ciclo do combustível nuclear não reatores seja gerenciado com menos critério, até mesmo pelos países mais desenvolvidos. Não é incomum encontrar minas com tratamento ambiental inadequado, depósitos sem o cuidado devido e outros problemas similares nos EUA, no Canadá, Rússia e outros países da Europa. O assunto sempre foi tratado com muita desconfiança. Com já dito anteriormente, somente a partir de 2000, foi que a AIEA passou a desenvolver os guias de segurança específicos para esse tipo de instalação (AIEA, 2000).

Outro fator importante é a cultura de segurança, que representa um papel importante na determinação do desempenho e comportamento de uma organização

de segurança. Muitos pesquisadores têm trabalhado nesta área e, portanto, existem diferentes formas de compreensão e definição da cultura de segurança. Neste estudo a cultura organizacional é definida como "um padrão de pressupostos básicos inventado, descoberto ou desenvolvido por um dado grupo a respeito de como ele aprende a lidar com os seus problemas de adaptação externa e integração interna, que tem funcionado bem o suficiente para ser considerado válido e, portanto, para ser ensinado a novos membros como a correta maneira de perceber, pensar e sentir em relação àqueles problemas "(Schein, 1985). O Programa Nacional de Qualidade Baldrige (BNQP, 2005) divide a cultura de segurança em quatro diferentes estágios:

- i. Apagar incêndio: Neste nível os problemas somente são resolvidos quando aparecem e, em geral a origem dos problemas não é analisada.
- ii. Direcionada pelo Cumprimento: neste nível a organização atende somente os requisitos mínimos legais.
- iii. Gestão de risco: a este nível um método sistemático é desenvolvida para identificar e controlar os riscos. Tarefas de segurança e as responsabilidades são comunicadas.
- iv. Melhoria contínua: este nível inclui o nível de gestão de riscos e adicionalmente, os incentivos de segurança são usados, a melhoria é incentivada através de motivação e liderança.

Podemos situar a cultura de segurança das instalações do ciclo no segundo estágio da classificação utilizada pelo BNQP, pois em geral as instalações do ciclo atendem os requisitos mínimos legais, e só resolvem problemas à medida que estes aparecem.

## **5.2 A METODOLOGIA**

O maior desafio associado com a modelagem de sistemas sócio-técnicos complexos como a perda da segurança nas instalações do ciclo do combustível é criar um modelo que seja capaz de capturar as complexidades críticas dos sistemas reais. Porém, parte-se da premissa de que não é por ser complexo que não pode ser entendido.

Como já dito anteriormente, a segurança é uma propriedade emergente do sistema, e não uma propriedade de componentes. Na teoria de sistemas, sistemas

complexos são vistos como uma hierarquia de níveis organizacionais, cada nível mais complexo que o nível imediatamente abaixo. Os níveis são caracterizados por propriedades emergentes que são irreduzíveis e representam restrições sobre o grau de liberdade de componentes no nível anterior.

Determinar se uma instalação nuclear é razoavelmente segura, por exemplo, não é possível pela análise de uma única válvula na planta. Conclusões podem ser alcançadas sobre a confiabilidade da válvula, onde a confiabilidade é definida como a probabilidade que o comportamento da válvula irá satisfazer as suas especificações ao longo do tempo e sob determinadas condições. Mas a expressão "segurança da válvula" neste contexto é sem sentido: a segurança só pode ser determinada pela relação entre a válvula e outros componentes da plantas, isto é, no contexto do todo.

À luz da teoria de sistemas, as características emergentes de segurança são controladas ou executadas por um conjunto de restrições de segurança relacionadas com o comportamento dos componentes do sistema. Restrições de segurança especificam as relações entre as variáveis do sistema ou dos componentes que constituem sistemas não-perigosos ou seguros. Por exemplo, pilotos em uma zona de combate devem ser capazes de identificar um alvo como hostil ou amigável, o sistema público de saúde deve evitar a exposição do público a água contaminada, ou o sistema de tráfego aéreo deve manter distância mínima entre as aeronaves. Acidentes resultam de interações entre componentes dos sistemas que violam essas restrições - em outras palavras, da falta de restrições adequadas e eficazes.

Assim estabelecemos aqui o problema de garantir a segurança, como um problema de controle, e não como um problema da falha de um dado componente: acidentes ocorrem quando as falhas de componentes, perturbações externas e/ou interações disfuncionais entre componentes de sistemas não são devidamente controlados ou manipulados. Perdas envolvendo erros de projeto de engenharia, por sua vez, podem ter origem em um controle inadequado do processo de desenvolvimento, ou seja, o risco não é adequadamente gerenciado nas fases de projeto, implantação e fabricação. O controle é também imposto pelas funções de gestão em uma organização e pelo sistema político no qual a organização existe. Note que o uso do termo "controle" não implica um estrito comando militar e estrutura de controle. O comportamento é controlado não apenas pela intervenção direta da gestão, mas também indiretamente por políticas, procedimentos, valores compartilhados e outros aspectos da organização cultura. Todo comportamento é

influenciado e, pelo menos parcialmente, controlado pelo contexto social e organizacional em que se insere.

A estrutura hierárquica de controle de segurança (isto é, estrutura física de controle organizacional) deve ser capaz de aplicar as restrições de segurança de forma eficaz. A Figura 5-1 mostra um exemplo de uma estrutura hierárquica de controle de segurança para uma instalação civil do ciclo do combustível nuclear exceto o reator.

Cada indústria e sociedade (e cada sistema de governo) possui a sua estrutura de controle própria. Acidentes resultam da aplicação inadequada de restrições sobre o comportamento (por exemplo: sistema físico, projeto de engenharia, gestão e comportamento de regulamentação) em cada nível do sistema sócio-técnico. Há duas estruturas hierárquicas de controle básicas na figura 5-1 – uma para o desenvolvimento de um sistema (à esquerda) e uma para o funcionamento do sistema (à direita) - com interações entre elas. Um fabricante de avião, por exemplo, tem sob o seu controle imediato apenas o desenvolvimento do sistema, porém a segurança envolve tanto o desenvolvimento como a operação das aeronaves e não pode ser realizada com sucesso isoladamente: A segurança deve ser projetada para a operação do avião, depende em parte do projeto original e, em parte, de um controle efetivo sobre as operações. Os fabricantes devem comunicar aos seus clientes as suposições sobre o ambiente operacional em que a análise de segurança original foi baseada, por exemplo, qualidade e procedimentos de manutenção, bem como informações sobre seguros de aeronaves e procedimentos operacionais.

O ambiente operacional, por sua vez, fornece uma realimentação ao fabricante sobre o desempenho do sistema durante as operações. Cada componente na estrutura hierárquica de controle de segurança tem a responsabilidades para impor restrições de segurança adequadas a esse componente; juntas, essas responsabilidades devem resultar na aplicação do sistema global de segurança.

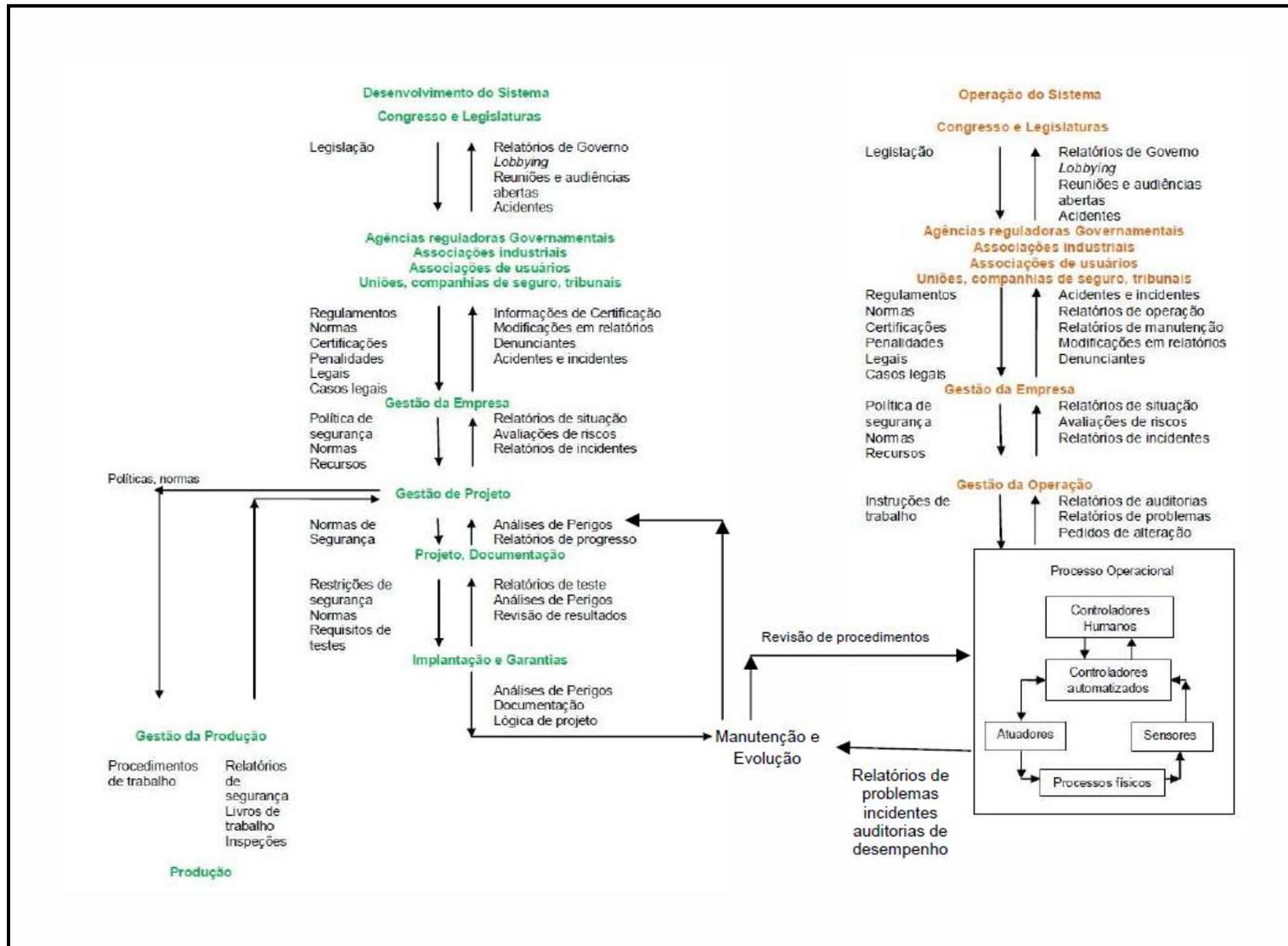


Figura 5-1: Estrutura Hierárquica de Controle de Segurança (RASMUSSEN, 1997)

Hierarquias, na teoria dos sistemas, são caracterizadas pelo controle e comunicação de processos operacionais nas interfaces entre os níveis (Checkland 1981). O canal de comunicação entre os níveis baixos na hierarquia fornece informações necessárias para impor restrições comportamentais no nível abaixo, e um canal de retorno para o nível acima que fornece informações sobre como efetivamente às restrições foram impostas. Por exemplo, na figura 5-1, a gestão da empresa tem um papel no desenvolvimento da estrutura de controle de segurança, proporcionando segurança política, padrões e recursos para projeto de gestão e, em troca, recebe relatórios de status, as avaliações de risco e relatórios de incidentes como realimentação sobre o estado do projeto no que diz respeito às restrições de segurança.

Outro conceito importante na teoria dos sistemas é a modelagem dos processos, qualquer controlador - humano ou automatizado - deve conter um modelo do sistema a ser controlado. Para seres humanos, este modelo é comumente conhecido como um modelo mental. Acidentes, especialmente os decorrentes de interações disfuncionais entre os componentes, muitas vezes são resultado de inconsistências entre o modelo do processo utilizado pelos controladores e do estado atual do processo, por exemplo, o ministro da saúde não recebeu nenhum relato sobre a água problemas de qualidade e acredita que o estado da qualidade da água na cidade é melhor do que realmente é e toma decisões com base nisso.

Parte dos esforços de modelagem de sistemas usando uma abordagem de segurança envolve a criação do modelos de processo, analisar as maneiras que podem tornar-se incompatíveis com o estado real (por exemplo, o gabarito faltando ou incorreto), e determina que loops de realimentação sejam necessários para manter as restrições de segurança e como implantá-los. Quando existem vários controladores e tomadores de decisão, os acidentes podem implicar efeitos colaterais inesperados das decisões ou ações e conflitos entre as decisões de forma independente, muitas vezes o resultado de modelos de processos inconsistentes. Um potencial uso de modelos como o STAMP (LEVESON 2004) é determinar que canais comunicação e outras características do sistema são necessários para fornecer salvaguardas adequadas para a tomada de decisão distribuída.

A estrutura de controle de segurança, muitas vezes sofre mudanças ao longo do tempo, o que explica a observação de que os acidentes em sistemas complexos freqüentemente envolvem uma migração do sistema em direção a um estado onde um pequeno desvio (no sistema físico ou no comportamento humano) pode levar a uma catástrofe (RASMUSSEN, 1997). A estrutura de controle deve ser cuidadosamente projetada e avaliada para assegurar que os controles são adequados para manter as restrições sobre o comportamento necessário para controlar os riscos, incluindo a prevenção da migração para estados de maior risco ou detectá-las antes que uma perda ocorra.

A figura 5-1 mostra um exemplo de um modelo estático da estrutura de controle de segurança. Mas compreender por que os acidentes ocorreram (e como evitá-los no futuro) exige também entender por que a estrutura mudou ao longo do tempo, a fim de projetar proteção contra as alterações inseguras. A dinâmica de sistemas (STERMAN 2000) ou outros modelos dinâmicos podem ser usados para modelar e compreender estes processos de mudança.

### **5.3 O modelo Proposto**

Usando as bases da teoria de sistemas, a estrutura organizacional de controle de segurança pode ser avaliada e melhorada ou pode ser projetada do zero, (em organizações em que não existe). Uma importante parte deste processo é o entendimento do desempenho do sistema e dos requisitos e restrições de segurança e qualquer conflito potencial que deva ser resolvido. Os passos para criar um modelo são:

- Estabelecer um modelo da estrutura organizacional da segurança, incluindo a estrutura estática de controle da segurança e as restrições de segurança que cada componente é responsável por manter;
- Estabelecer um modelo da dinâmica e das pressões que podem levar à degradação da estrutura presente ao longo do tempo;
- Estabelecer os modelos de processos (mentais) exigidos por aqueles que os controlam e os requisitos de comunicação e realimentação para a manutenção dos modelos de forma acurada;
- Estabelecer um modelo do contexto cultural e político em que ocorra a tomada de decisão.

Em seguida, aplicar um conjunto de fatores que foram identificados como aqueles que podem conduzir à violação das restrições de segurança como a falta de realimentação para manter a precisão do modelo mental (processo). A informação gerada pelos resultados destes esforços de modelagem e análise pode ser utilizada para avaliar a segurança, tanto para a cultura e estrutura organizacional atual como em situações futuras, para elaborar as políticas, sugerir mudanças para diminuir o risco e avaliar suas implicações em relação a outros objetivos importantes, e para criar métricas e outras medidas de desempenho e indicadores para identificar quando o risco aumenta para níveis inaceitáveis. Como os modelos utilizados têm uma base matemática, é possível realizar simulações e análises matemáticas.

A viabilidade da abordagem foi demonstrada através da aplicação em um número de sistemas reais e complexos, incluindo uma análise de risco da estrutura organizacional do programa espacial após a perda do ônibus espacial Columbia (LEVESON et alli 2005); *compromissos* entre segurança, orçamento, cronograma e os riscos de desempenho da nova organização de missão de exploração espacial da NASA (Dulac et al. 2007); projeto da nave espacial não tripulada (Owens et al. 2008); uma avaliação da segurança do novo sistema de defesa americano por míssil e, segurança na indústria farmacêutica e de segurança do centro cirúrgico do Hospital *Beth Israel Deaconess* em Boston (DIERKS et al. 2008).

Como exemplo do uso de uma abordagem sistêmica no nível organizacional e cultural, foi realizada uma análise de risco de uma nova estrutura organizacional proposta para as decisões relacionadas à segurança no programa de ônibus espaciais após a perda da Columbia.

Nessa análise, foram identificados os requisitos organizacionais da NASA para reduzir a tomada de decisões ineficientes de engenharia levando a um acidente, lacunas identificadas e omissões no novo desenho organizacional, e realizada uma análise de risco programada e rigorosa para avaliar a política proposta e mudanças na estrutura e identificar os principais indicadores e métricas na migração para estados de risco inaceitável ao longo do tempo. Em uma segunda aplicação da abordagem, para a nova Missão de Exploração Espacial da NASA, foi demonstrado como *compromissos* entre segurança, desempenho, cronograma e orçamento podem ser avaliados. A análise incluiu o sistema técnico por inteiro do Congresso e Poder Executivo para os processos de engenharia e gestão.

Neste esforço, encontramos, por exemplo, que a tentativa de acelerar o desenvolvimento resultou em uma melhora muito pequena na programação (menos de

2%) principalmente devido a aumentos decorrentes de retrabalho, mas tentativas na redução do cronograma tiveram um impacto negativo muito elevado sobre a segurança do projeto resultante. Ao mesmo tempo, a ênfase inicial sobre a segurança levou a melhorias em ambos, cronogramas e orçamentos, devido, novamente, a poucas e necessárias de mudanças e retrabalho que ocorrem quando os problemas são descobertos mais tarde. Embora este resultado provavelmente não seja surpreendente para os engenheiros de segurança, foi uma surpresa para os gestores.

Para estabelecer a estrutura estática do modelo serão criados os arquétipos de segurança. Nesta etapa, a idéia é tratar o problema por partes, dividindo em sub-sistemas lógicos com tamanho e complexidade gerenciáveis. Cada sub-sistema deverá ser construído e testado independentemente e então, após a validação e avaliação da conformidade de cada modelo de subsistema, este poderá ser conectado a um outro de modo que informações importantes possam circular entre eles e as propriedades emergentes que surgem das suas interações possam ser incluídas na análise.

A princípio os sub-sistemas que serão tratados são:

- ❖ Risco Técnico;
- ❖ Alocação de recursos para sistemas de segurança;
- ❖ Status dos sistemas de segurança;
- ❖ Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos;
- ❖ Envelhecimento e manutenção;
- ❖ Desempenho da Prática Operacional
- ❖ Esforços e eficácia dos sistemas de segurança;
- ❖ Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas;
- ❖ Percepção do sucesso pelo alto nível da administração.

### **5.3.1 Risco**

O objetivo deste subsistema é determinar o nível de ocorrências anormais e de eventos perigosos bem como o intervalo entre os acidentes.

A proposição por trás da formulação do risco é que uma vez que o sistema caminha para, ou se centra, no estado de alto risco, este fica altamente vulnerável a

pequenos desvios que podem em cascata levar a acidentes maiores. Os principais fatores que afetam o risco técnico são a idade das instalações, ou seja, o envelhecimento, a qualidade e quantidade de inspeções com o objetivo de revelar e corrigir problemas de segurança, as análises de perigo proativas e os esforços de mitigação utilizados para melhorar continuamente a segurança; respostas dos programas destinados a corrigir anomalias e eventos perigosos ( e, é claro, erros ou acidentes). A resposta a anomalias, eventos perigosos e erros, podem tanto apontar os sintomas por trás dos problemas como a causa raiz do problema.

### **5.3.2 Alocação de Recursos para Sistemas de Segurança**

O objetivo do modelo de alocação de recursos é determinar o nível de recursos alocados aos sistemas de segurança. Serão modelados fatores que determinam a porção do *budget* das instalações do ciclo destinados aos sistemas de segurança. O fator crítico neste modelo é a prioridade dos programas de segurança relativa a outras prioridades como a produção para recarga do reator, por exemplo. O modelo assumirá que se a expectativa de performance é alta, ou se o cronograma é apertado, o financiamento da segurança irá diminuir.

### **5.3.3 Status dos Sistemas de Segurança**

O status da organização de segurança ocupa um importante papel do começo ao fim do modelo, particularmente na determinação da efetividade em atrair empregados altamente qualificados e na probabilidade de outros empregados se envolverem no processo de segurança do sistema. Adicionalmente, o *status* da organização de segurança ocupa um importante papel.

A organização de segurança desempenha um papel importante na determinação do seu nível de influência, que por sua vez, contribui para a eficácia global das atividades de segurança. A priorização dos esforços de segurança, desempenha um papel importante neste submodelo, que por sua vez influencia fatores de segurança, como os relacionados a cultura de segurança, o poder da autoridade da organização de segurança, alocação de recursos, recompensas e reconhecimento para aumentar a preocupação com a segurança.

No modelo, o status dos setor de segurança tem um impacto sobre: a capacidade de atrair pessoas altamente qualificadas, o nível de moral, motivação e influência, e a quantidade e eficácia da comunicação fora do setor.

#### **5.3.4 *Conhecimento de Segurança, Competências e Recursos Humanos***

O propósito deste submodelo é determinar tanto o nível de conhecimento global e competências no sistema de segurança da organização, como determinar se o número de engenheiro alocados no sistema de segurança é suficiente. Estes dois valores são utilizados pelo submodelo Esforços e eficácia dos sistemas de segurança.

Para determinar estes valores chaves, o modelo atacará duas quantidades: o número de empregados trabalhando no sistema de segurança; e a experiência dos empregados.

O número de funcionários aumenta e diminui em função das contratações, demissões, desgastes e migrações entre empregados e contratados. Essas métricas são determinadas por diversos fatores incluindo a quantidade de fundos alocados para a segurança, a quantidade de trabalho que necessita ser contratada, a idade média do corpo técnico e a estabilidade dos recursos. Outro fator relevante é a experiência dos engenheiros de segurança e a qualidade do corpo técnico. Uma organização que atribui um alto valor para a segurança será hábil em atrair os melhores funcionários, que conseqüentemente trarão mais experiência e terão maior facilidade para aprender que um corpo técnico menos qualificado. A capacidade do corpo técnico adquirir experiência também é determinada pelo treinamento, performance e carga de trabalho que eles enfrentam.

#### **5.3.5 *Envelhecimento e Manutenção***

O envelhecimento, a quantidade de manutenção, a remodelação e as melhorias de segurança afetam o risco tecnológico, além do número de anomalias e eventos perigosos.

O envelhecimento tem seu principal fator na prática operacional. Uma extensa prática operacional leva ao envelhecimento. Conforme o sistema envelhece, mais manutenção é requerida, e se os recursos dedicados à manutenção não são ajustados de acordo com as demandas, favorece-se a aceleração do envelhecimento.

A quantidade de manutenção depende dos recursos disponíveis em determinado tempo.

Outro fator relevante é o projeto original, que afeta os requisitos e demandas de manutenção. Na fase inicial de projeto, são feitas negociações favorecendo práticas de baixo custo de desenvolvimento mesmo que associadas a altos custos de operação que acabam por dificultar o cumprimento dos cronogramas de manutenção, favorecendo assim, o envelhecimento.

Enquanto a taxa de manutenção e a prática operacional afetam a taxa de envelhecimento, a remodelação e as melhorias de segurança diminuem efetivamente o envelhecimento, através da completa substituição ou de melhorias no sistema como um todo, ou ainda em suas partes. A quantidade de melhorias e remodelações depende dos recursos disponíveis, bem como da percepção do tempo de vida útil remanescente da planta. Melhorias ou remodelações serão atrasadas ou canceladas quando houver incertezas elevadas sobre o tempo de vida útil do sistema. Neste contexto, as incertezas serão consideradas altas, ou excederão as estabelecidas no início do projeto sempre que não for clara a visão e planos sobre o futuro do programa nuclear.

### **5.3.6 Desempenho da Prática Operacional**

O submodelo de desempenho operacional é o cerne do modelo integrado. O desempenho operacional afeta várias partes do modelo, como a percepção do nível de sucesso alcançado pelo programa nuclear. O alto desempenho operacional, ou seja, operação sem acidentes contribui para a percepção de que o programa nuclear é seguro. O alto desempenho operacional e pressões no cronograma também aceleram o envelhecimento dos sistemas, o que dificulta a habilidade de engenheiros para realizar a investigação do problema de forma completa e eficaz para implantar ações corretivas que visem corrigir a causa raiz dos problemas ao invés de apenas os sintomas.

O desempenho operacional neste modelo é amplamente determinada por três fatores:

1. Expectativas da gerência de alto nível: as expectativas de performance operacional será provavelmente mais elevada se o programa nuclear for bem sucedido ao longo dos anos. As expectativas são reforçadas por um *Pushing the Limit* (Empurrar os limites) fenômeno onde os administradores esperam sempre mais de um

programa bem sucedido, sem necessariamente fornecer os recursos necessários para aumentar o sucesso;

2. Pressão na agenda de metas programadas atrasadas: Este atraso é afetado pelas autorizações de operação, que dependem de fatores tais como compromissos políticos nacionais e internacionais, paradas de manutenção requisitos reguladores, e outras condições técnicas;

3. Interrupções na rotina operacional que podem ser causadas por problemas de segurança não previstos: o número de paradas depende do risco técnico, da capacidade do sistema em detectar problemas de segurança, do poder e da autoridade do pessoal de segurança para interromper a operação.

### **5.3.7 Esforços e Eficácia dos Sistemas de Segurança**

Este submodelo capta a eficácia do sistema de segurança identificar, controlar e mitigar os riscos das instalações nucleares. O sucesso destas atividades afetará o número de eventos perigosos e problemas identificados, bem como a qualidade e rigor das investigações e ações corretivas decorrentes. No modelo, uma combinação de investigação reativa de problemas e esforços de mitigação de risco proativa leva a um eficaz processo de tomada de decisão relacionado com a segurança, que reduz os riscos técnicos associados à operação das instalações. Embora as atividades de segurança melhorem a segurança a longo prazo, também podem resultar em uma redução do desempenho operacional ou da produção a curto prazo, interrompendo a prática operacional quando problemas de segurança são identificados.

A eficácia das atividades de segurança do sistema depende de vários fatores. Alguns desses fatores são definidos fora deste submodelo, tais como a disponibilidade de recursos a serem alocados à segurança e a disponibilidade e eficácia dos processos e normas de segurança. Outros dependem das características do pessoal dedicado à segurança, como o seu número, conhecimento, experiência, habilidades, motivação e empenho. Estas características pessoais também afetam a capacidade do operador supervisionar e integrar os esforços de segurança dos empreiteiros, que é uma dimensão da eficácia do sistema de segurança. A quantidade e a qualidade das lições aprendidas e a capacidade da organização para absorver e utilizar essas lições também são um componente fundamental da eficácia do sistema de segurança.

### **5.3.8 Eventos perigosos – Aprendizados e Lições Aprendidas**

O objetivo deste submodelo é capturar a dinâmica associada ao tratamento e resolução de anomalias e eventos perigosos relacionados com a segurança. É um dos submodelos mais complexos, o que reflete a complexidade dos processos cognitivos e comportamentais envolvidos na identificação, elaboração de relatórios, investigação e resolução das questões de segurança.

A estrutura deste modelo gira em torno do tratamento de incidentes ou eventos perigosos e de sua identificação inicial até sua resolução final. O número de incidentes ligados à segurança é uma função do risco tecnológico. Alguns problemas relacionados com a segurança serão relatados, enquanto outros deixarão de ser declarados. A fração de problemas de segurança comunicados depende da eficácia do processo de informação, a sensibilização dos trabalhadores para os problemas de segurança, o medo da possível declaração se a organização desencorajá-lo, talvez devido ao impacto no cronograma. O relato de problemas de segurança vão aumentar se os empregados percebem que as suas preocupações são consideradas e postas em prática, ou seja, se eles têm experiência prévia em relatar problemas e que esta informação levou a ações positivas. Os problemas relatados também variam conforme uma função da percepção da segurança por engenheiros e técnicos. Um relato de problemas com retroalimentação positiva cria mais informações à medida que aumenta a percepção do risco, que é influenciada pelo número de problemas relatados e abordados. Numerosos estudos têm mostrado que o risco percebido pelos engenheiros e técnicos é diferente do percebido pela alta gerência. É desejável que o modelo para alta gerência e engenheiros use indicativos diferentes para avaliar o risco e a segurança, o que resulta em avaliações muito diferentes.

Uma fração das anomalias relatadas são investigadas no modelo. Esta fração varia de acordo com os recursos disponíveis, o número total de anomalias a ser investigado a qualquer momento, e o rigor do processo de investigação. O período de tempo, que a investigação dura também depende dessas mesmas variáveis.

Uma vez que um evento de risco ou anomalia foi investigado, quatro resultados são possíveis: (1) não sejam tomadas medidas para resolver o problema, (2) uma ação corretiva é tomada, abordando apenas o sintomas do problema, (3) uma ação corretiva é executada abordando as causas profundas do problema, e (4) a ação corretiva proposta for rejeitada, o que resulta em uma investigação mais aprofundada até que uma solução mais satisfatória seja proposta. Muitos fatores determinam qual desses quatro resultados será o real, incluindo os recursos disponíveis, a pressão do

calendário, a qualidade da investigação de eventos perigosos ou anomalia, eficácia da investigação e do processo de resolução e revisões no processo de tomada de decisão relacionado com a segurança. À medida que a organização passa por este processo contínuo de identificação investigação e resolução de problemas, algumas lições são aprendidas, que podem ter qualidade variável, dependendo do rigor processo de investigação. É desejável que o modelo identifique, se o pessoal de segurança e os condutores do processo de tomada de decisão têm a capacidade e recursos para extrair e internalizar as lições de alta qualidade a partir do processo de investigação, de modo que a sua capacidade global para identificar e resolver problemas culminando com a mitigação de risco efetivo seja reforçada.

### **5.3.9 Percepção do Sucesso pelo Alto Nível da Administração**

O propósito, deste submodelo é capturar a dinâmica por trás do sucesso dos programas de segurança, segundo a percepção da alta gerência e administração das instalações do ciclo do combustível exceto o reator. O sucesso percebido pela alta gerencia é o componente mais importante para empurrar os limites, onde se espera muito de um programa de grande sucesso, criando expectativas e pressões ainda maiores de desempenho. O sucesso percebido elevado também cria para a alta gerência a impressão que as instalações e seus processos são inerentemente seguros e podem ser consideradas operacionais, reduzindo assim a prioridade da segurança, o que afeta a alocação de recursos e o status da segurança.

## **CAPÍTULO 6**

### **METODOLOGIA CIENTÍFICA**

#### **6.1 INTRODUÇÃO**

O objetivo deste trabalho é estabelecer e priorizar fatores relevantes para a segurança das instalações do ciclo do combustível nuclear exceto o reator a fim de modelar, analisar e projetar a segurança como um sistema físico, a exemplo da modelagem apresentada por Leveson (LEVESON 2005) a respeito da cultura de segurança da NASA.

Como já citado anteriormente, os modelos gerados serão úteis na elaboração e validação de melhorias na gestão da segurança, na avaliação do impacto potencial das mudanças e das decisões políticas, na avaliação do risco, com o objetivo de detectar quando o risco caminha para níveis inaceitáveis, e, na realização de análises de causa raiz.

Para criar os modelos que serão posteriormente avaliados através da dinâmica de sistemas, serão elaborados arquétipos de segurança. Os arquétipos serão usados para identificar e destacar os processos de mudança e tomada de decisões que permitam que o sistema migre para um estado de perda da segurança.

Os arquétipos serão utilizados tanto como ferramenta de diagnóstico como ferramentas prospectivas. As ferramentas de diagnóstico ou ferramentas analíticas podem ser usadas neste contexto para identificar as estruturas subliminares de comportamentos indesejados. Já as ferramentas de síntese podem ser utilizadas para analisar as possíveis conseqüências das decisões indesejadas.

O comportamento destes arquétipos será simulado através da dinâmica de sistemas utilizando dados secundários, ora fundamentados pelos capítulos iniciais deste trabalho, ora levantados através de painéis de especialistas.

#### **6.2 OBJETIVOS ESPECÍFICOS**

- Identificar os perigos do sistema;
- Identificar as restrições de segurança dos sistemas;

- Identificar as estruturas de controle hierárquico idealizada para reforçar as restrições.
- Estabelecer um modelo da estrutura organizacional da segurança, incluindo a estrutura estática de controle da segurança e as restrições de segurança que cada componente é responsável por manter;
- Estabelecer os arquétipos de segurança para os fatores elencados como relevantes para a segurança;
- Estabelecer um modelo da dinâmica e das pressões que podem levar à degradação da estrutura presente ao longo do tempo;
- Estabelecer os modelos de processos (mentais) exigidos por aqueles que os controlam e os requisitos de comunicação e realimentação para a manutenção dos modelos de forma acurada;
- Estabelecer um modelo do contexto cultural e político em que ocorra a tomada de decisão.

### **6.3 MARCO METODOLÓGICO**

#### **6.3.1 Tipo e nível de pesquisa**

Do ponto de vista da abordagem a pesquisa a ser realizada é uma pesquisa quantitativa, pois considera que serão traduzidos em números as opiniões e informações para classificá-las e analisá-las. Para sua utilização é requerido o uso de recursos e de técnicas estatísticas (percentagem, média, moda, mediana, desvio-padrão, coeficiente de correlação, análise de regressão, etc.). Quanto aos seus objetivos a pesquisa se define como uma pesquisa descritiva que visa descrever as características de determinada população ou fenômeno ou o estabelecimento de relações entre variáveis. Envolve o uso de técnicas padronizadas de coleta de dados: questionário e observação sistemática. Que assume, em geral, a forma de levantamento.

Em relação aos procedimentos técnicos essa pesquisa tende a misturar vários procedimentos, a pesquisa bibliográfica, a documental, o levantamento, já citado anteriormente e o estudo de casos.

Quanto ao planejamento a pesquisa já passou pela fase decisória que se caracteriza pela escolha do tema, definição e delimitação do problema de pesquisa. Nesta fase os procedimentos técnicos foram a pesquisa bibliográfica e a documental. A pesquisa passou pela fase construtiva referente à construção de um plano de pesquisa e à execução da pesquisa propriamente dita. Nesta fase foi utilizado o procedimento técnico conhecido como levantamento, no qual a pesquisa envolve a interrogação direta das pessoas especializadas em processos cujo comportamento se deseja conhecer.

- ***Identificação dos perigos do sistema;***

Os perigos relacionados com as instalações do ciclo do combustível são a ocorrência de um dos seguintes acidentes à base de projeto:

- (i) Acidente de criticalidade;
- (ii) Vazamento de urânio devido à explosão de um reator no processo de conversão;
- (iii) Vazamento de urânio devido à ruptura de um cilindro aquecido;
- (iv) Vazamento de HF devido à ruptura do tanque de estocagem.

- ***Identificação das restrições de segurança dos sistemas;***

Para estabelecer as restrições de segurança, em primeiro lugar é preciso estabelecer a principal hipótese de degradação da segurança.

Este estudo parte do princípio de que, conforme já apresentado em capítulos anteriores e mais especificamente no capítulo 5, o segredo que cerca a tecnologia de produção de combustível nuclear dificulta a padronização e divulgação dos requisitos de segurança. Adicionalmente, nestas instalações, é significativamente maior a confiança depositada no operador, não somente para conduzir a instalação em operação normal, como também nas respostas às falhas e a condições de acidente, o que leva à constatação de que a segurança depende em grande parte da intervenção dos operadores e de controles administrativos, ao invés de controles de engenharia passivos ou ativos.

Pode-se então assumir que a hipótese de degradação da segurança está

relacionada ao fato das instalações do ciclo do combustível apresentarem problemas na engenharia, problemas de gerenciamento da segurança e problemas associados à ação reguladora.

Diante desta hipótese e dos perigos supracitados podem-se elencar os requisitos e restrições de segurança:

- **1. Considerações de segurança devem ser priorizadas em relação às decisões técnicas.**

- a. Devem ser estabelecidas implementadas e executados normas e requisitos de segurança para as operações nas instalações do ciclo, com o objetivo de proteger seus trabalhadores e o público.

- b. A tomada de decisão técnica relacionada com segurança deve ser independente de considerações de programação, incluindo custo e cronograma.

- c. Os processos de tomada de decisão relacionados com a segurança devem basear-se em informação correta, completa e atualizada.

- d. A tomada de decisão final deve incluir considerações transparentes e explícitas tanto em relação às preocupações de segurança como às de produção.

- e. O operador deve fornecer dados para uma avaliação eficaz quanto à melhoria de tomada de decisão relacionada com a segurança.

- **2. A tomada de decisão técnica relacionada com a segurança deve ser feita por especialistas altamente qualificados e com ampla participação da força de trabalho.**

- a. A tomada de decisão técnica tem de ser credível (executado com pessoal capacitado, exigências técnicas e ferramentas de tomada de decisões).

- b. A tomada de decisão técnica deve ser clara e inequívoca em relação à autoridade e responsabilidade.

- c. Todas as decisões técnicas relacionadas com a segurança, antes de serem implementadas, devem ter a aprovação do técnico que possui atribuição de

responsabilidade para essa classe de decisões.

d. Mecanismos e processos devem ser criados para permitir e incentivar todos os funcionários e contratados a contribuir para a tomada de decisão relacionada com a segurança.

**3. As análises de segurança devem estar disponíveis para serem utilizadas a partir da aquisição inicial, os requisitos desenvolvimento e processos de design e continuando com o ciclo de vida do sistema.**

a. Devem ser elaboradas análises de perigos e/ou risco de alta qualidade para os sistemas. Estas análises devem ser refinadas, estendida e atualizadas conforme o projeto evolui.

b. O corpo técnico deve ter a capacidade de produzir análises de segurança de alta qualidade.

c. Engenheiros e gerentes devem ser treinados para utilizar os resultados das análises de perigos em suas tomadas de decisão.

d. Recursos adequados devem ser aplicados ao processo de análise de perigos.

e. Resultados da análise de perigo devem ser comunicados em tempo hábil para aqueles que precisam delas. Uma estrutura de comunicação deve ser estabelecida de forma que inclua os contratantes e, por exemplo, permita a comunicação para baixo, para cima e para os lados.

f. Durante as operações, informações relativas aos incidentes relacionados aos perigos devem ser mantidas e usadas. Todas as anomalias no processo devem ser avaliadas quanto ao seu potencial para contribuir para os perigos.

- **Identificação das estruturas de controle hierárquico idealizada para reforçar as restrições.**

A estrutura de controle de segurança deve prevenir a ocorrência de qualquer um dos acidentes de base de projeto acima listados, através das funções de segurança.

Para o Ciclo do Combustível Nuclear no Brasil podemos propor uma

estrutura de controle de segurança, tendo como base a estrutura proposta por Rasmunsset (figura 5.1) para um sistema em operação.

Para a área nuclear, em particular, esta estrutura que normalmente tem no topo o congresso ou parlamento, terá a Agência Internacional de Energia Atômica, acima do mais alto nível hierárquico nacional.

A AIEA estabelece requisitos de segurança e restrições. As normas de segurança da agência apóiam a implementação dos instrumentos obrigatórios internacionais de segurança, e as infraestruturas nacionais. Estabelece ou adota padrões de segurança para proteção da saúde e minimização dos perigos à vida e propriedade.

Com a missão de assegurar a proteção das pessoas do meio ambiente dos efeitos danosos da radiação, os padrões de segurança da AIEA estabelecem princípios e fundamentos de segurança, requisitos e medidas de controle à exposição de pessoas à radiação e para o vazamento de material radioativo para o meio ambiente.

- Fundamentos de segurança - Apresentam os objetivos fundamentais de segurança, e proteção, além de fornecer bases para o estabelecimento dos requisitos de segurança.
- Requisitos de Segurança - Estabelecem os requisitos que devem ser cumpridos para garantir a proteção das pessoas e do meio ambiente tanto hoje como no futuro. Se os requisitos não são atendidos, ou cumpridos, medidas devem ser tomadas para atingir ou restaurar o nível de segurança estabelecido como meta.
- Guias de Segurança - Fornecem recomendações e diretrizes de como cumprir os requisitos de segurança indicando um consenso internacional de que é necessário adotar medidas recomendadas.

Para área do Ciclo do Combustível as principais publicações são:

- NS-R-5 - *Fuel Cycle Facility Safety Standards*, cujo escopo são as instalações de Conversão, Enriquecimento, reprocessamento e estocagem de combustível exausto para os requisitos de defesa em profundidade, demonstração de local, análise de segurança, sistema de gerenciamento da segurança, cultura de segurança, preparação para emergência.
- *Guias de Segurança - Fuel Cycle Safety Guides*

- ◆ Publicados em 2010 - DS317 Fabricação de Combustível de Urânio, DS318 Fabricação de Combustível MOX tion, DS344 Conversão e Enriquecimento;
- ◆ Para Aprovação - DS371 Estocagem de combustível exausto;
- ◆ Em Desenvolvimento - DS360 Reprocessamento, DS381 Instalações de pesquisa e desenvolvimento, DS407 Segurança de criticalidade.

O próximo nível da estrutura é o Congresso Nacional brasileiro. A primeira ação de regulação foi o estabelecimento do monopólio estatal da energia nuclear no Brasil pela Lei 1.310, Conselho Nacional de Pesquisas em 15.01.1951. O programa nuclear brasileiro foi estabelecido pelo Decreto nº 40110 de 10.10.1956, data de criação da Comissão Nacional de Energia Nuclear que foi encarregada de "propor as medidas julgadas necessárias à orientação da política geral da energia atômica", vinculada à Presidência da República e 4 anos depois passou para o âmbito do Ministério de Minas e Energia, quando este foi criado, tornando-se um órgão mais executivo.

Em 27.08.1962, a Lei nº 4.118 definiu que "Política Nacional e Energia Nuclear" era assunto de Estado. Enquanto isto, os Institutos de Energia da USP e UFRJ desenvolviam seus estudos com reatores de pesquisa e o Instituto Militar de Engenharia já contava com um curso de engenharia nuclear, mais tarde servindo como pós-graduação (1969).

A Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN conduz o processo de licenciamento das instalações do ciclo do combustível Nuclear no Brasil. Através da avaliação de segurança e financeira, a CNEN assegura condições de construção, operação e descomissionamento seguro de instalações em conformidade com os padrões de segurança internacionais.

Hoje o IBAMA e a CNEN compartilham a responsabilidade da regulamentação das instalações nucleares no Brasil. A CNEN é responsável por estabelecer diretrizes de proteção radiológica, controle e inspeções em segurança nuclear de acordo com a regulamentação brasileira e as recomendações internacionais. Ambas as organizações conseqüentemente dividem a responsabilidade de assegurar os limites de exposição à radiação e o controle das atividades nucleares nas instalações nucleares.

Como resultado, o operador deve submeter duas solicitações, uma para a CNEN referente aos aspectos de segurança relacionados ao uso de substâncias nucleares, e outra para o IBAMA, relativo aos aspectos ambientais.

A Norma CNEN NE-1.04 estabelece diretrizes e requisitos para o processo de licenciamento que é norteado por atos reguladores como os apresentados a seguir:

- Aprovação de Local;
- Autorização para o uso de Material Nuclear;
- Autorização para Operação Inicial;
- Autorização para Operação Permanente.

A CNEN possui um arcabouço normativo composto por 33 normas. As normas, de acordo com a sua aplicação, estão classificadas como normas nucleares, segundo as seguintes áreas de interesse ou grupos originalmente previstos:

- 1 Instalações Nucleares;
- 2 Controle de Materiais Nucleares, Proteção Física e Proteção contra Incêndio;
- 3 Radioproteção;
- 4 Materiais, Minérios e Minerais Nucleares;
- 5 Transporte de Materiais Radioativos;
- 6 Instalações Radiativas.

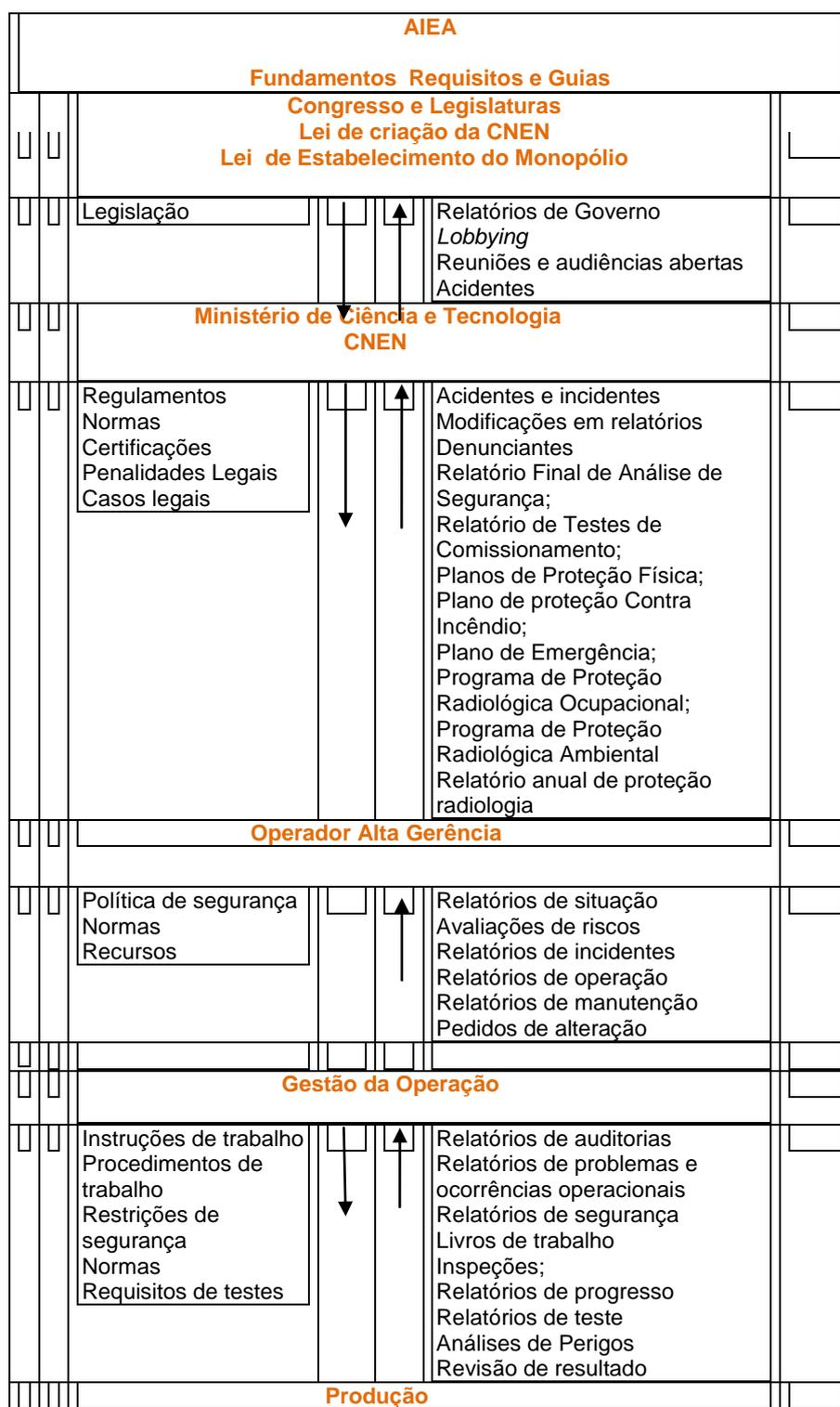
Na área do ciclo do combustível nuclear, em função do monopólio a única entidade comercial operadora são as indústrias nucleares do Brasil - INB que hoje domina quase todas as etapas do ciclo.

Em atendimento ao escopo normativo da CNEN, a INB alimenta a estrutura de controle com os seguintes documentos:

- Relatório Final de Análise de Segurança;
- Relatório de Testes de Comissionamento;
- Planos de Proteção Física;
- Plano de proteção Contra Incêndio;

- Plano de Emergência;
  - Programa de Proteção Radiológica Ocupacional;
  - Programa de Proteção Radiológica Ambiental
  - Relatório anual de proteção radiológica, dentre outros.
- 
- Estabelecimento de um modelo da estrutura organizacional da segurança, incluindo a estrutura estática de controle da segurança e as restrições de segurança que cada componente é responsável por manter;

Em uma primeira tentativa, podemos propor a estrutura hierárquica de controle, apresentada na figura 6-1.



**Figura 6-1:** Estrutura Hierárquica de Controle de Segurança para instalações do ciclo no Brasil

## **CAPÍTULO 7**

### **DESCRIÇÃO DO PROCESSO DE TRABALHO**

#### **7.1 INTRODUÇÃO**

O procedimento de trabalho foi desenvolvido em etapas seqüenciais. A primeira etapa é a elaboração dos mapas cognitivos para desenvolver um mapa estratégico com a confirmação de objetivos e seus indicadores. Posteriormente são definidos os modelos qualitativos e quantitativos da dinâmica de sistemas. O procedimento pode ser resumido em:

- (i) Elaboração e validação do mapa cognitivo;
- (ii) Elaboração e validação do mapa qualitativo da Dinâmica de Sistemas;
- (iii) Desenvolvimento de uma plataforma para a simulação e controle dos mapas da dinâmica de sistemas.

#### **7.2 A MODELAGEM DOS SISTEMAS - AS METODOLOGIAS DE MODELAGEM SOFT DE SISTEMAS**

As metodologias de Modelagem *Soft* de Sistemas – MSS foram desenvolvidas durante os anos 70 do século passado, por Peter Checkland e seus colegas do departamento de sistemas da universidade de Lancaster (LANE E OLIVA, 1998). A metodologia surge da pesquisa do processo de ação que inclui mais de 400 casos e segundo Checkland (1981), Wilson (1984) e Checkland e Scholes (1999), citados por Lane e Oliva, 1998 a MSS espera uma perspectiva interpretativa dos aspectos sócio-organizacionais que vê a realidade social como uma resposta a processos sociais, em constantes mudanças, nos quais os seres humanos negociam e re-negociam continuamente com outros suas percepções e interpretações do mundo.

A realidade sob esta perspectiva é complexa e não pode por si, ser assumida como tendo propriedades sistêmicas. Como alternativa Checkland (1985) sugere a noção de papel adaptativo, isto é, o que nós normalmente chamamos de sistema é um dispositivo epistemológico, uma abstração conceitual que usamos para dar sentido ao mundo real.

O autor (Checkland) propõe a palavra *Sólon* para distinguir a construção sistêmica das entidades do mundo real comumente chamadas de sistema. Em outras palavras, holon é um tipo particular de modelo, onde se organiza o pensamento utilizando idéias sistêmicas.

Esta visão interpretativa da realidade tem duas implicações cruciais para os estudos de MSS. Primeiramente é difícil para os participantes aceitar uma única definição para o problema. A MSS não está preocupada com um estudo objetivo e com uma solução ótima para o problema, ao invés disso pretende-se uma metodologia que explore questões e aprendizados sobre situações problemas mal-estruturadas.

A outra implicação é que o modelo construído na MSS não consegue descrever o mundo real nem se destina a ser utilizado como modelo normativo.

O que se pode esperar de um estudo de MSS é um conjunto de ideias de mudanças que emergem da comparação deste modelo ideal com a situação problema do mundo real.

Seguindo a mesma escola de Checkland, outros autores defenderam abordagens similares. Podem-se descrever ao menos três metodologias, o mapeamento cognitivo, a dinâmica de sistemas qualitativa e o mapeamento cognitivo fuzzy.

- **O Mapeamento Cognitivo**

Os mapas cognitivos de sistemas foram introduzidos por Axelrod (1976) como um caminho para representar problemas complexos de decisão que compõem a dinâmica de entidades que se inter-relacionam de forma complexa, incluindo as relações de realimentação.

Mendoza e Prabhu (2006) descrevem os mapas cognitivos como a representação de entidades complexas como nós e as ligações causais são representados por setas, onde a direção das setas representa a direção da influência. Mapas cognitivos, portanto, são ideias essencialmente estruturadas, estabelecidas proposadamente para a compreensão de relações básicas e a dinâmica de um sistema.

O processo de construção começa com a geração de uma lista de ideias e conceitos. Seguindo, as ideias são organizadas em um mapa mostrando as relações e as interações entre e dentro dessas ideias.

As relações são organizadas seguindo um *layout* de nós e flechas, onde os nós representam conceitos ou ideias e as flechas indicam as interações ou ligações entre estas ideias.

### **7.2.1 ELABORAÇÃO E VALIDAÇÃO DO MAPA COGNITIVO**

Segundo Enssin et alli (1998), a primeira etapa para a construção do mapa cognitivo é a definição de um rótulo para o problema, ou seja, uma denominação que o identifique. O rótulo é definido a partir da interação empática do facilitador com o decisor, a partir da compreensão do problema conforme definido pelo decisor.

O Rótulo ficou assim definido: "Desenvolver um sistema para avaliação da segurança partindo da hipótese de que a degradação da segurança está relacionada ao fato das instalações do ciclo do combustível apresentarem problemas na engenharia, problemas de gerenciamento da segurança e problemas associados à ação reguladora".

É importante salientar que neste estudo os mapas foram elaborados somente pelo facilitador com subsídios gerados pelos capítulos iniciais. Segundo apresentado por JARDIM (2001), o facilitador nunca é neutro, porque ele também interpreta e constrói os eventos que compõem o problema a partir do seu sistema de valores e de sua própria visão subjetiva do problema real. Na realidade, os problemas sempre pertencem às pessoas, sendo construções que os indivíduos fazem sobre os eventos, a partir dos seus esquemas antecipatórios de percepção e exploração das informações. Neste sentido, aqui, o facilitador se confundirá com o decisor.

A segunda etapa consiste em fazer um levantamento dos Elementos Primários de Avaliação (EPA), ou seja, todos os pontos considerados relevantes pelo decisor, no que diz respeito ao problema. Os EPA representam objetivos, metas, valores dos decisores, ações, alternativas, opções, carências, sugestões mencionadas por outros e apreensões.

A partir do rótulo e tomando como base o trabalho apresentado por LEVENSON (2005) citado no capítulo 5 (item 5.3) e tendo em mente mapear a relação de cada item com o rótulo foi elaborada a lista de EPA: Risco Técnico; Alocação de recursos para sistemas de segurança; Status dos sistemas de segurança; Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos; Envelhecimento e manutenção; Esforços e eficácia da organização de segurança; Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas; Percepção do sucesso pelo alto nível da

administração.

Porém, os Mapas Cognitivos são formados por conceitos e não pelos EPA, a partir de cada EPA devem ser construídos conceitos. Esta é a terceira etapa na construção do Mapa. Nesta fase, o facilitador 'traduz', por assim dizer, os elementos primários em conceitos, dentro de uma perspectiva orientada à ação, ou seja, cada conceito deverá indicar um tipo de ação.

Normalmente, a construção dos conceitos se dá através da quebra de um relato ou da fala do decisor em conteúdos essenciais, frases ou não. Neste estudo a fala do decisor será substituída pelos textos de definição do problema para cada um dos sub-sistemas estudados, apresentados no capítulo 5. Para tanto, o texto foi quebrado em conteúdos essenciais (essa quebra do texto em conceitos pode ser visualizada no fragmento do texto relativo ao desempenho da prática operacional, apresentado abaixo, sendo representada por uma barra ( / ) ao iniciar o conceito e duas barras ( // ) ao finalizá-lo) e transformados em conceitos

“.../o desempenho operacional afeta várias partes do modelo, como a percepção do nível de sucesso alcançado pelo programa nuclear//. O alto desempenho operacional, ou seja, operação sem acidentes contribui para a percepção de que o programa nuclear é seguro. /O alto desempenho operacional e pressões no cronograma também aceleram o envelhecimento dos sistemas//, o que /dificulta a habilidade de engenheiros para realizar a investigação do problema de forma completa e eficaz para implantar ações corretivas que visem corrigir a causa raiz dos problemas ao invés de apenas os sintomas//....

A próxima etapa na construção do mapa é a hierarquização dos conceitos em termos de meios/fins, no contexto de cada EPA.

A estrutura dos mapas cognitivos é formada por conceitos-meio e conceitos-fim, relacionados por ligações de influência. As ligações entre os conceitos, que possibilitam a definição da hierarquia, são feitas através de relações de causalidade, par-a-par, simbolizadas por setas.

O símbolo  $\rightarrow+$  indica que o primeiro pólo de um conceito leva ao primeiro pólo de outro conceito. O símbolo  $\rightarrow-$  indica que o primeiro pólo de um conceito leva ao pólo contraste de outro conceito.

Os conceitos fim, registrados no mapa cognitivo, são identificados pelo facilitador através da pergunta: "Por que esse conceito é importante?" O decisor responde que o referido conceito é importante para que se possa atingir um

determinado fim. Este processo segue até que o decisor responda que o conceito é importante por que é ele é o fim. Chega-se, assim, ao nível hierárquico mais elevado no mapa cognitivo, o objetivo estratégico, as metas maiores. Um determinado conceito pode gerar dois ou mais conceitos fim. Nesses casos, é importante evitar a redundância.

A partir de um determinado conceito, pode obter-se o conceito meio. Os conceitos meio são registrados pelo facilitador no mapa cognitivo através da pergunta: "Quais as razões que explicam esse conceito?"

O decisor responde que o referido conceito pode ser atingido através de um, ou mais, determinados meios. Na seqüência, o decisor é questionado sobre o pólo contraste, o oposto psicológico dos conceitos meio.

Essa sistemática indica as possíveis alternativas, ou ações, no processo decisório e segue até que o decisor não consiga encontrar a justificativa do conceito questionado.

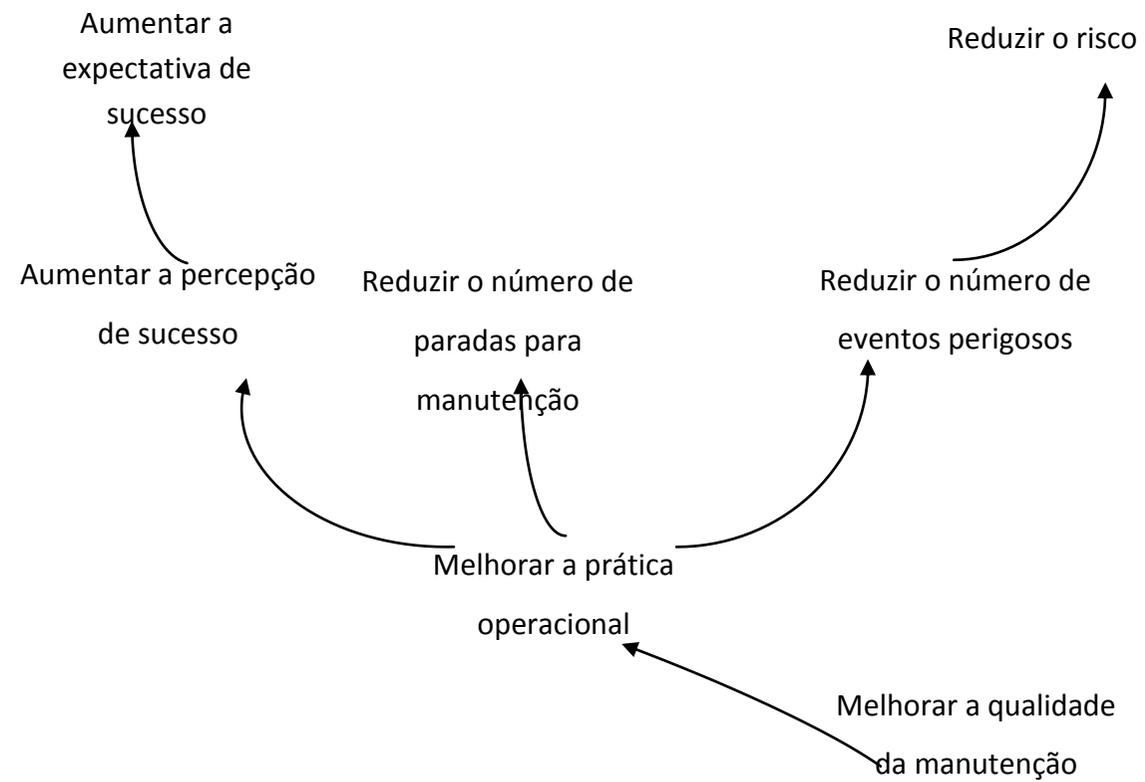
A tradução de EPAs em conceitos, resultou nas seguintes listas e mapas, que obedeceram à estrutura hierárquica inicialmente proposta dividindo o problema em três níveis: gestão da produção, gestão da empresa e gestão da operação e Agências reguladoras, congresso, legisladores. A tabela 7.1 apresenta, para o nível de gestão da produção, os EPAS e os conceitos classificados em meio (M) e fim (F).

**Tabela 7.1:** EPAS e conceitos para o nível de gestão da produção

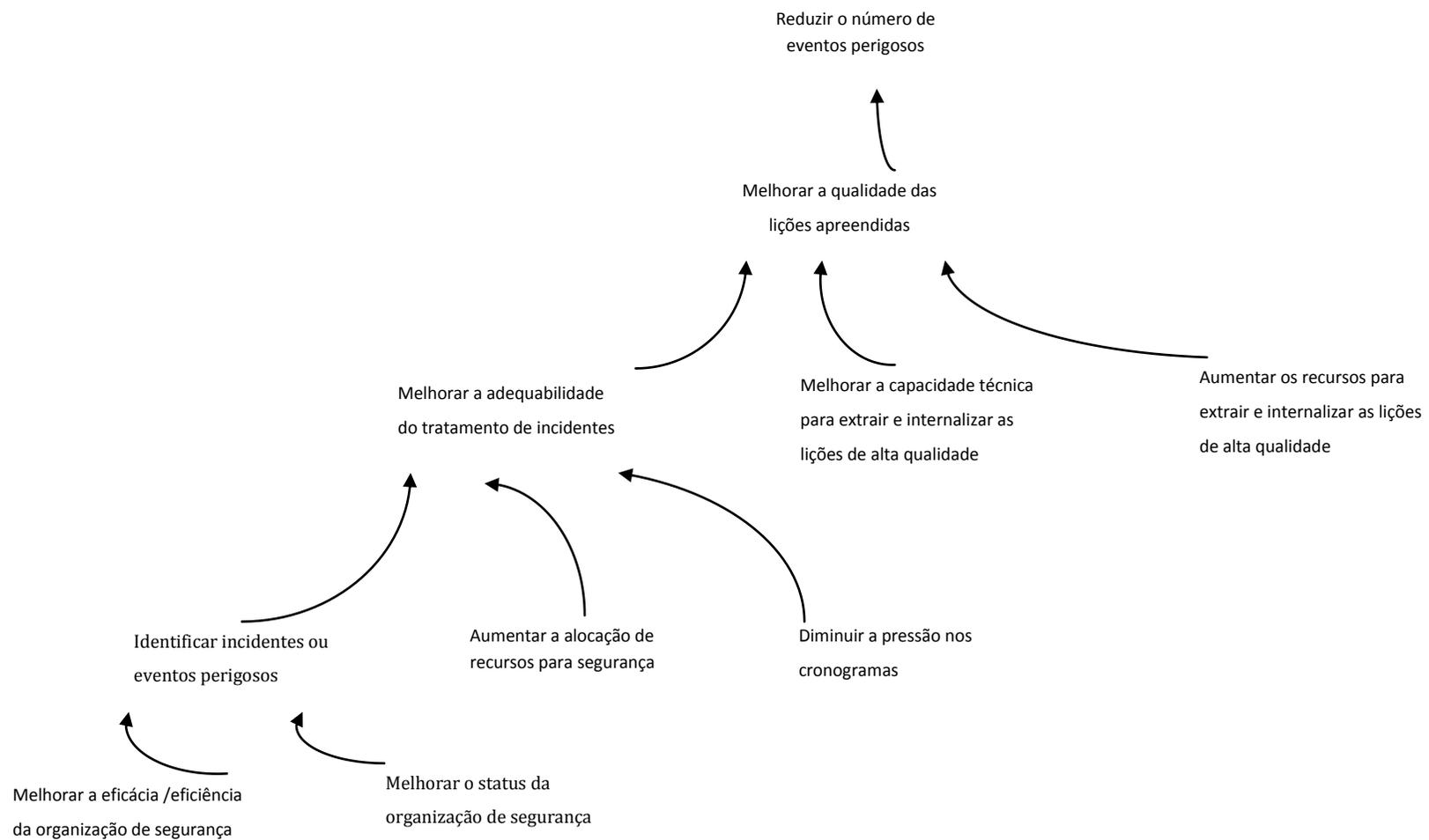
<b>EPA</b>	<b>Conceito</b>	<b>Tipo M/F</b>
Desempenho de Prática operacional	Melhorar a prática operacional	M
	Aumentar a expectativa de sucesso	M
	Aumentar a percepção de sucesso	M
	Melhorar a qualidade da manutenção	M
	Reduzir o número de eventos perigosos	F
	Reduzir o número de paradas para manutenção	M
	Reduzir o risco	F
Eventos perigosos	Identificar incidentes ou eventos perigosos	F
	Melhorar o status da organização de segurança	M
	Melhorar a eficácia /eficiência da organização de segurança	M
	Aumentar a alocação de recursos para segurança	M
	Diminuir a pressão nos cronogramas	M
	Melhorar a capacidade técnica para extrair e internalizar as lições de alta qualidade	M
	Aumentar os recursos para extrair e internalizar as lições de alta qualidade	M
	Melhorar a qualidade das lições apreendidas	F
	Reduzir o número de eventos perigosos	M
Eficácia / Eficiência da organização de Segurança	Aumentar as ações para identificar controlar e mitigar os riscos	M
	Aumentar a identificação de problemas	M
	Reduzir da produção em curto prazo	M
	Reduzir do desempenho operacional a curto prazo	M
	Reduzir o número de eventos perigosos	M
	Aumentar a qualidade e rigor das investigações	M
	Aumentar a qualidade das ações corretivas	M
	Melhorar a eficácia do processo de tomada de decisão	F
	Reduzir o risco tecnológico	F

<b>EPA</b>	<b>Conceito</b>	<b>Tipo M/F</b>
Envelhecimento e Manutenção	Aumentar os requisitos de projeto inadequados	M
	Reduzir os recursos para manutenção	M
	Reduzir a quantidade de manutenção	F
	Aumentar o envelhecimento	F
	Aumentar a necessidade de manutenção	F
	Aumentar a prática operacional	M
	Aumentar os recursos alocados na organização de segurança	M
	Aumentar as remodelações tecnológicas	M
	Reduzir as incertezas quanto à vida útil do projeto	F

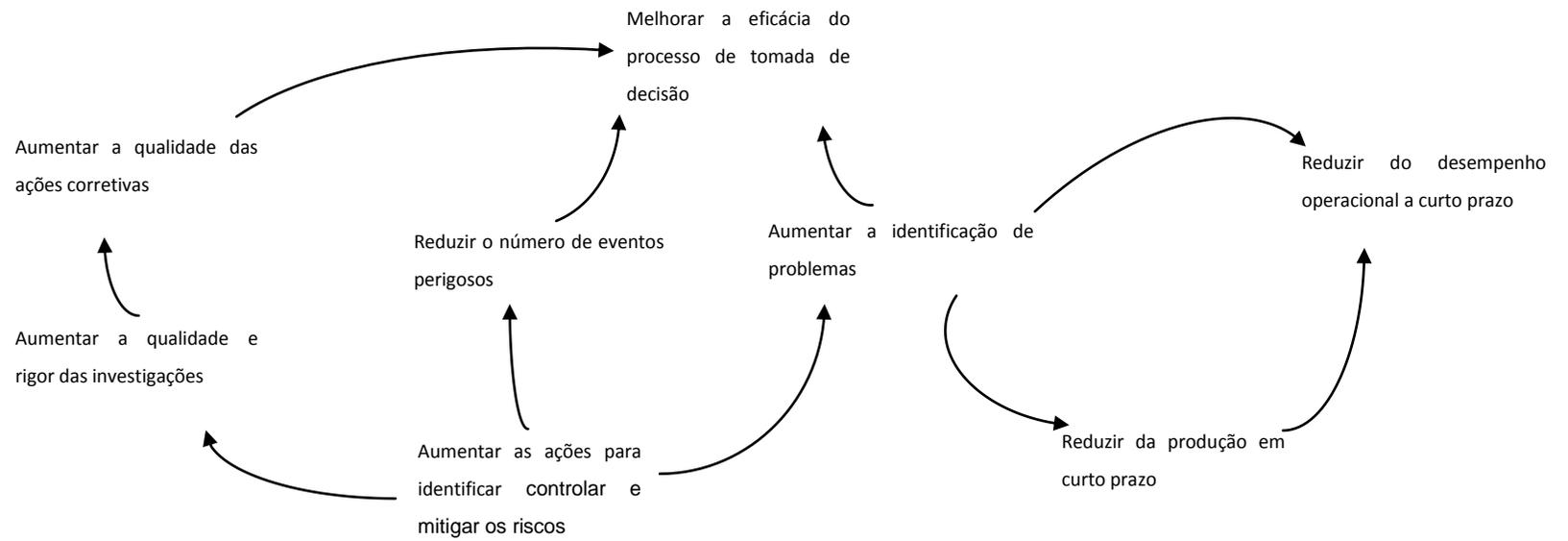
As figuras 7.1, 7.2, 7.3 e 7.4 apresentam os mapas cognitivos gerados para os subsistemas desempenho da prática operacional, eventos perigosos, eficácia/eficiência da organização de segurança e envelhecimento e manutenção respectivamente.



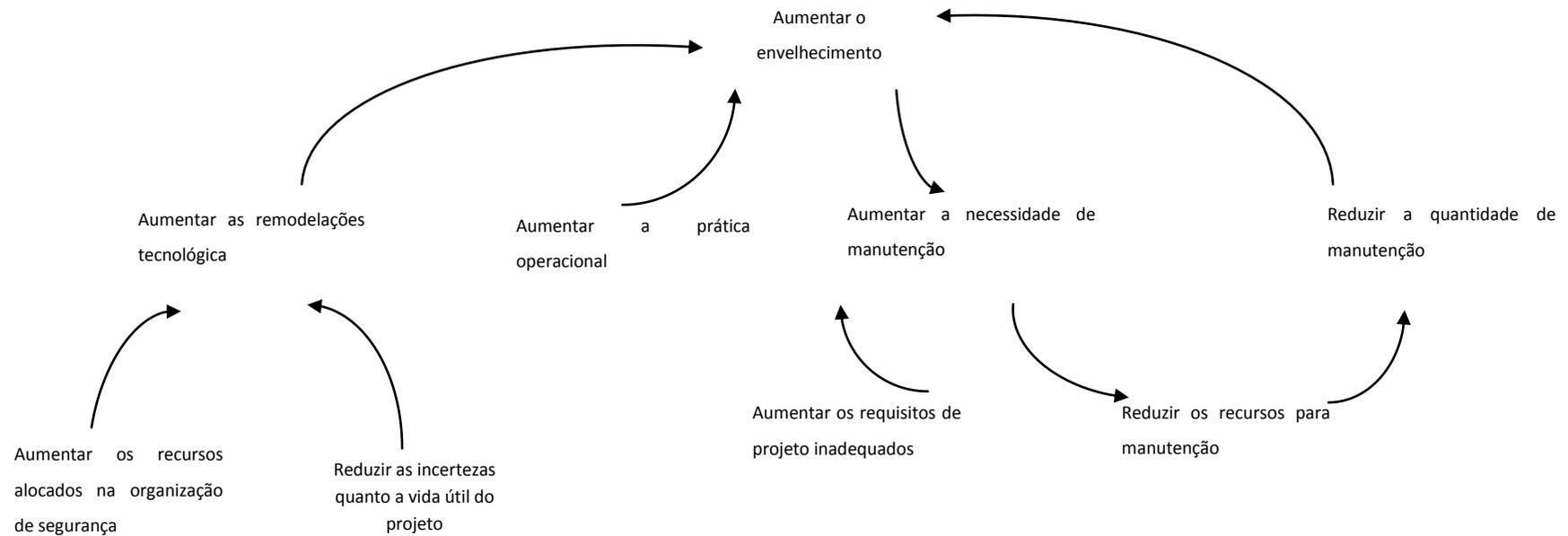
**Figura 7-1:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema desempenho da prática operacional.



**Figura 7-2:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema evento perigoso.



**Figura 7-3:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema eficácia/eficiência da organização de segurança.



**Figura 7-4:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema envelhecimento e manutenção.

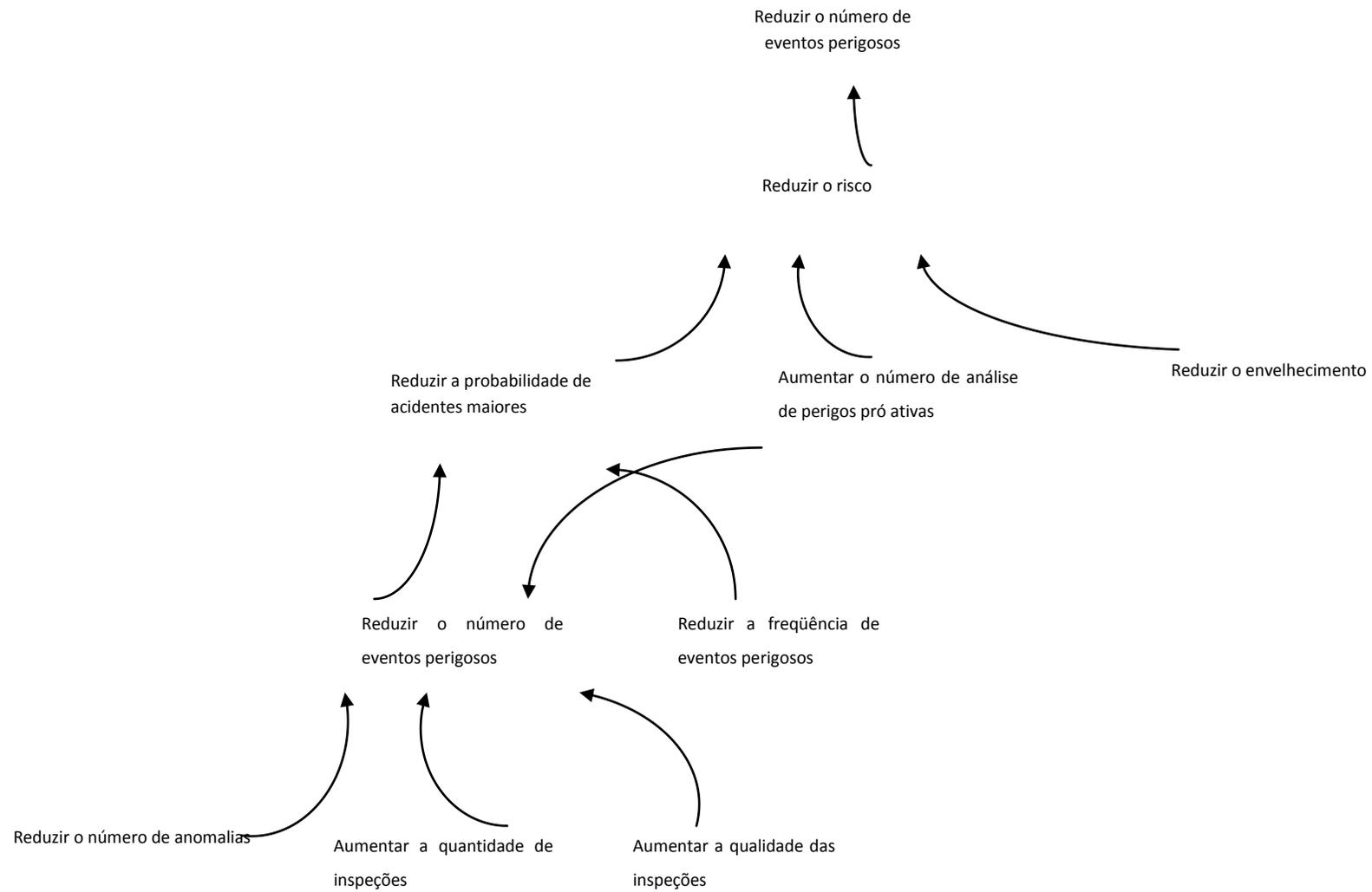
A tabela 7.2 apresenta, para os níveis gestão da empresa e gestão da operação os EPAS e os conceitos classificados em meio (M) e fim (F).

**Tabela 7.2:** EPAS e conceitos para o nível gestão da empresa e gestão da operação

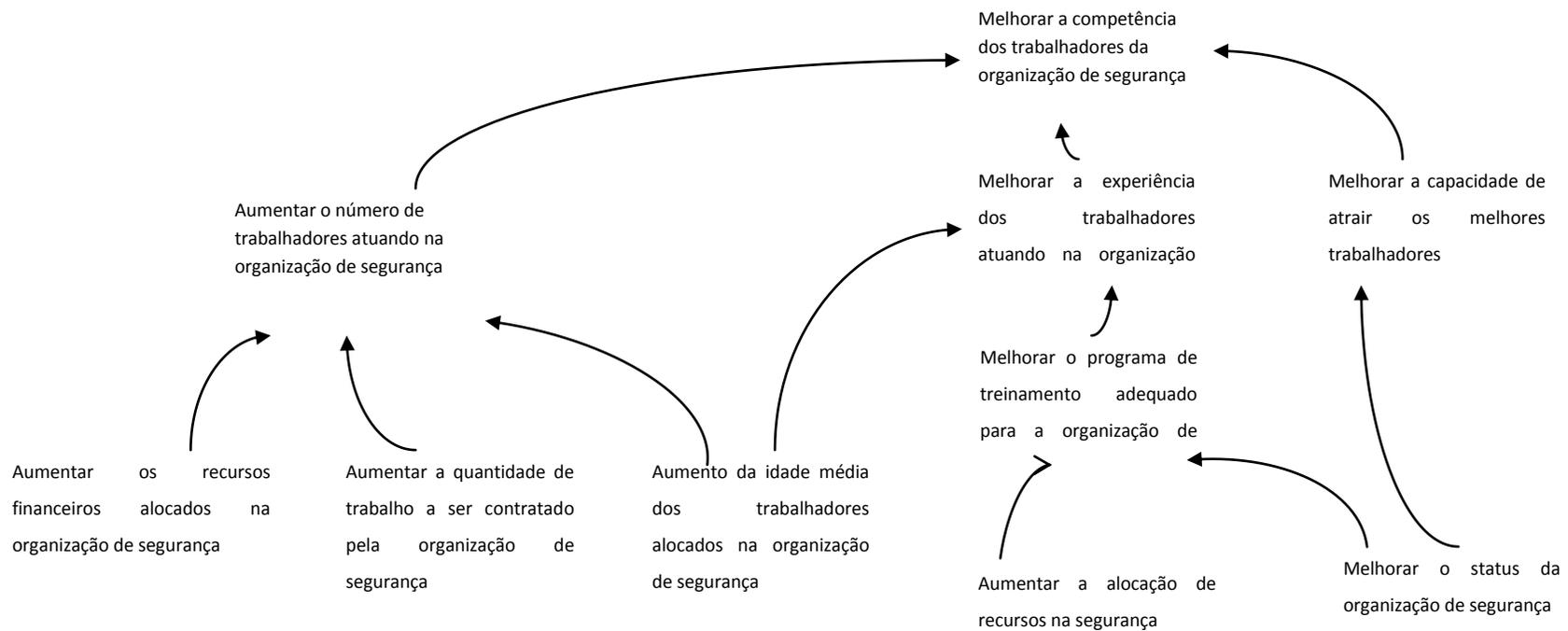
<b>EPA</b>	<b>Conceito</b>	<b>Tipo M/F</b>
Risco	Reduzir o risco técnico	F
	Reduzir o envelhecimento	M
	Reduzir o número de eventos perigosos	F
	Reduzir o número de anomalias	M
	Aumentar a quantidade de inspeções	M
	Aumentar a qualidade das inspeções	M
	Reduzir a frequência de eventos perigosos	M
	Aumentar o número de análise de perigos proativas	M
	Reduzir a probabilidade de acidentes maiores	F
Competência e Recursos Humanos	Aumentar o número de trabalhadores atuando na organização de segurança	F
	Aumentar os recursos financeiros alocados na organização de segurança	M
	Aumento da idade média dos trabalhadores alocados na organização de segurança	M
	Aumentar a quantidade de trabalho a ser contratado pela organização de segurança	M
	Melhorar a capacidade de atrair os melhores trabalhadores	F
	Melhorar o status da organização de segurança	M
	Aumentar a alocação de recursos na segurança	F
	Melhorar o programa de treinamento adequado para a organização de segurança	F
	Melhorar a experiência dos trabalhadores atuando na organização de segurança	F
	Melhorar a competência dos trabalhadores da organização de segurança	M
		F
		F
		F

<b>EPA</b>	<b>Conceito</b>	<b>Tipo M/F</b>
Importância da organização de segurança	Aumentar a importância da organização de segurança	F
	Aumentar a eficácia / eficiência da organização de segurança	M
	Aumentar a probabilidade de outros trabalhadores se envolverem nos programas de segurança	M
	Melhorar a capacidade de atrair pessoas altamente qualificadas	M
	Aumentar a prioridade dos programas de segurança	M
	Aumentar os recursos investidos em segurança	M

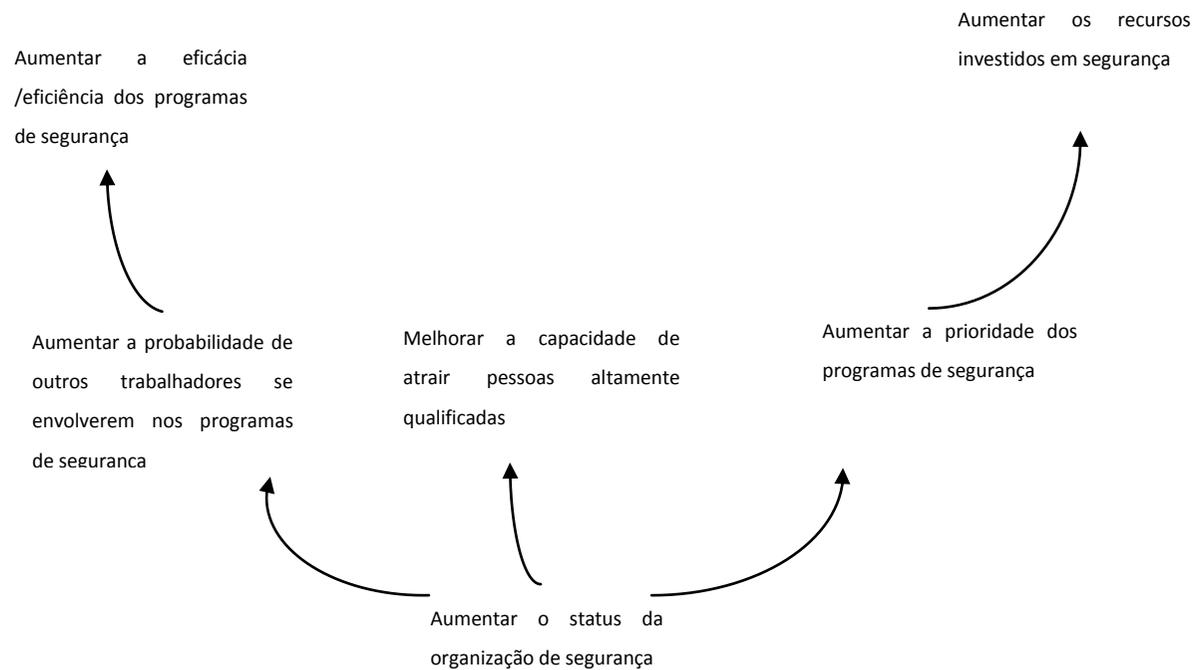
As figuras 7.5, 7.6 e 7.7 apresentam os mapas cognitivos gerados para os subsistemas risco, competência e recursos humanos e importância da organização de segurança, respectivamente.



**Figura 7-5:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema risco.



**Figura 7-6:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema competência e recursos humanos.



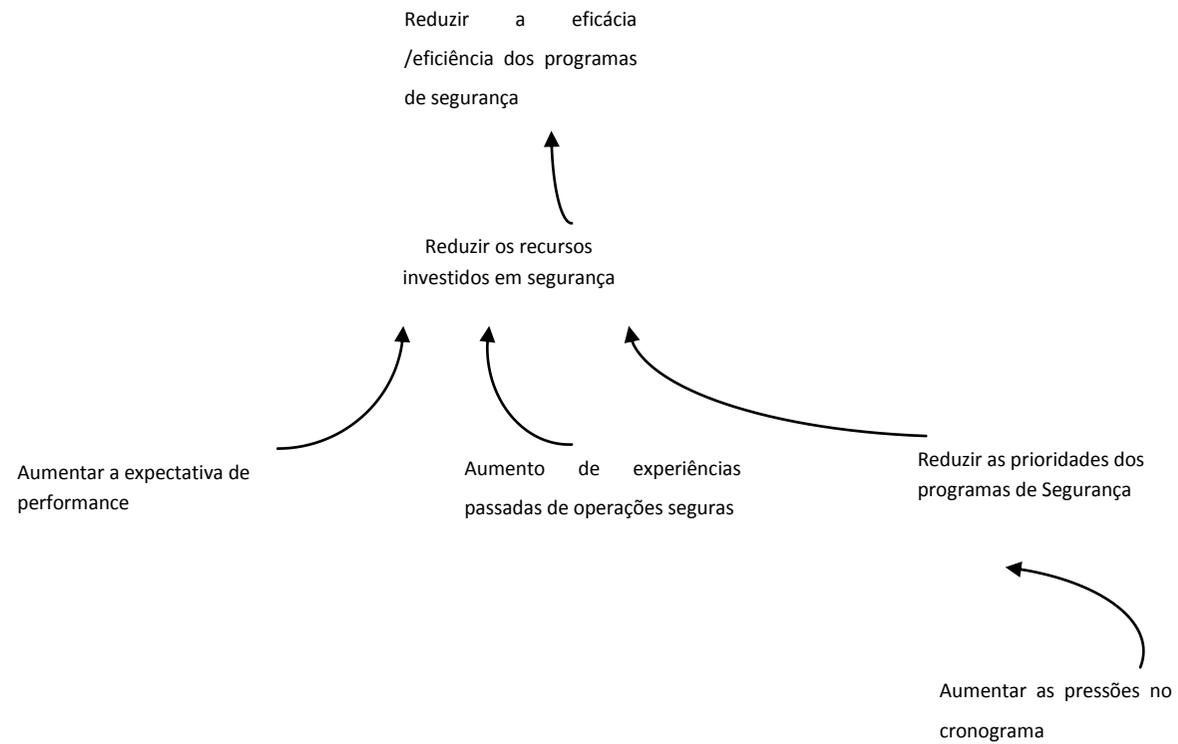
**Figura 7-7:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema importância da organização de segurança.

A tabela 7.3 apresenta, para o nível Agências reguladoras, congresso, legisladores, os EPAS e os conceitos classificados em meio (M) e fim (F).

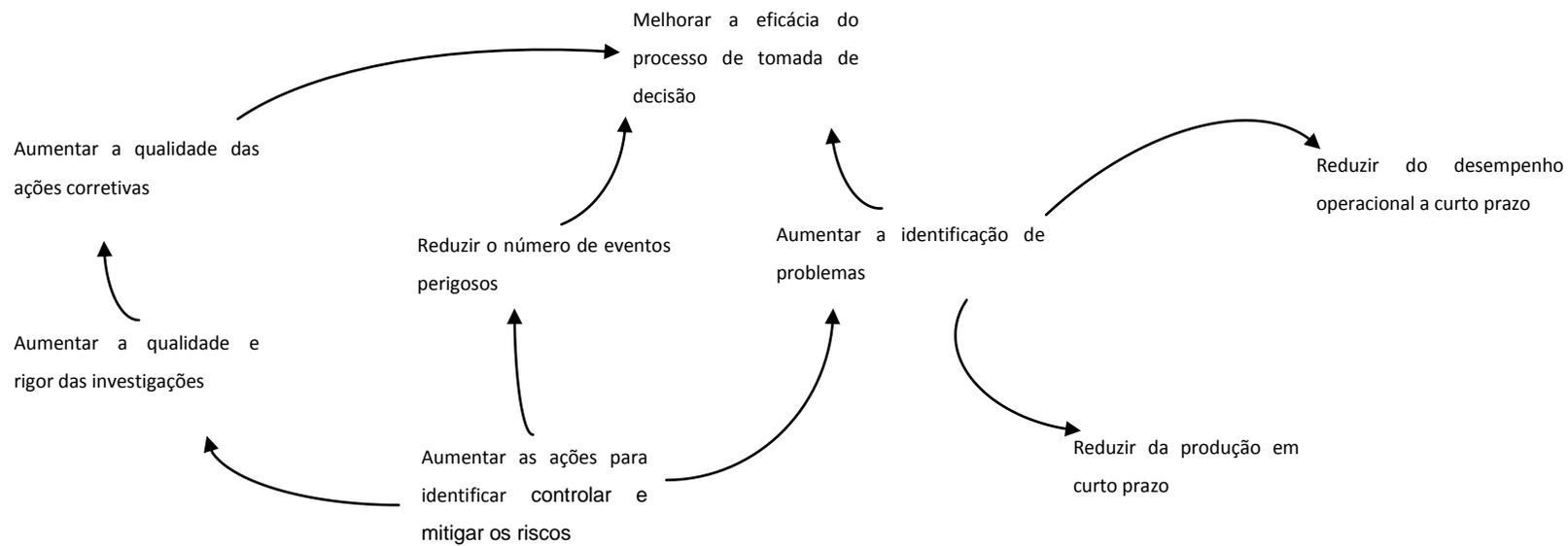
**Tabela 7.3:** EPAS e conceitos para o nível Agências reguladoras, congresso, legisladores

<b>EPA</b>	<b>Conceito</b>	<b>Tipo M/F</b>
Alocação de recursos para sistemas de segurança	Aumento de experiências passadas de operações seguras	M
	Aumentar as pressões no cronograma	M
	Reduzir as prioridades dos programas de segurança	M
	Reduzir os recursos investidos em segurança	F
	Reduzir a eficácia /eficiência dos programas de segurança	F
	Aumentar a expectativa de performance	M
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	Aumentar o status da organização de segurança	M
	Criar expectativas para alta gerência	F
	Criar a impressão de que a instalação é segura	F
	Reduzir as prioridades de segurança	M
	Aumentar o desempenho da prática operacional	M
	Reduzir a alocação dos recursos para organização de segurança	M
	Aumentar o número de eventos perigosos	M

As figuras 7.8 e 7.9 apresentam os mapas cognitivos gerados para os subsistemas alocação de recursos para segurança e percepção do sucesso pelo alto nível da administração, respectivamente.



**Figura 7-8:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema alocação de recursos para segurança.

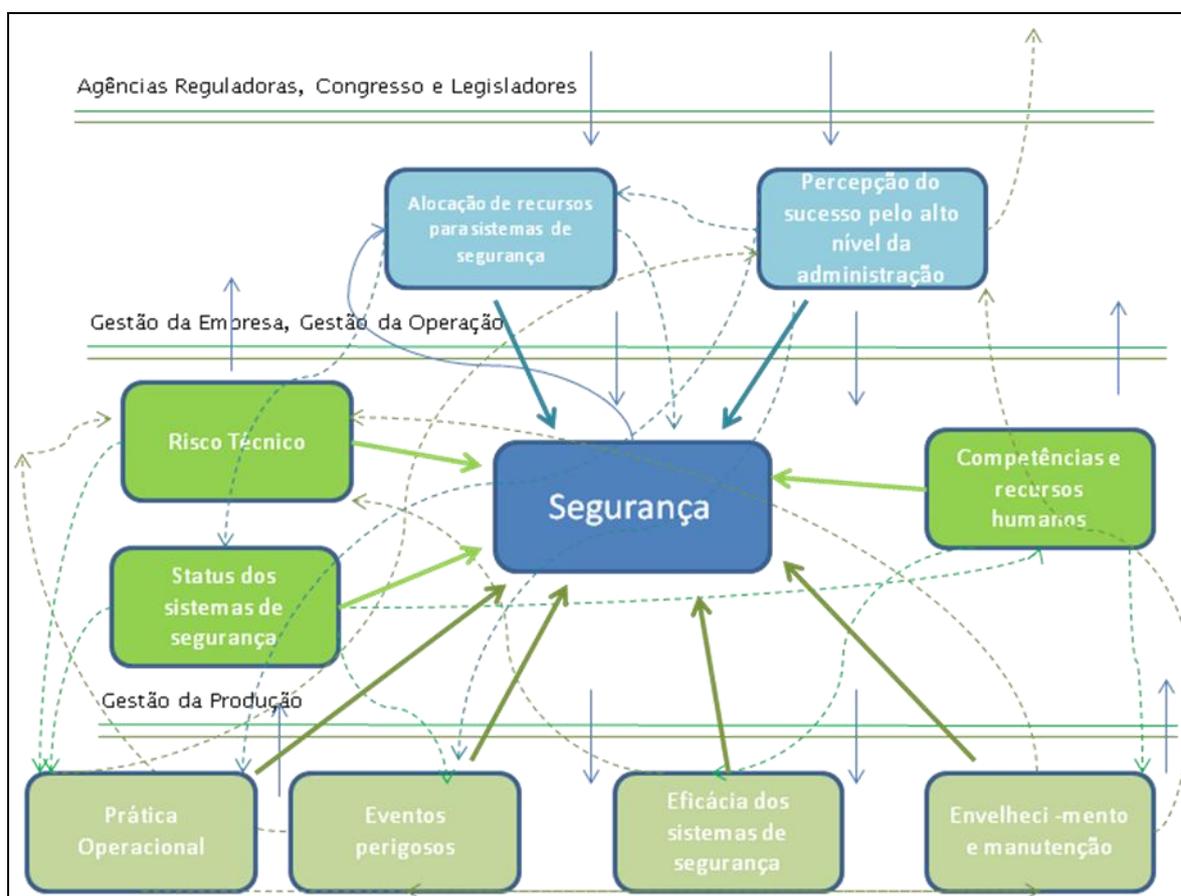


**Figura 7-9:** Mapa Cognitivo relacionado aos conceitos do sub-sistema percepção do sucesso pelo alto nível da administração.

## 7.2.2 Elaboração do Mapa Estratégico

Tendo sido estabelecidos os objetivos acima, a próxima etapa é montar o mapa estratégico sobre a estrutura hierárquica de controle. As setas para cima e para baixo representam a intenção de aumentar ou reduzir associada ao objetivo, respectivamente.

Na seqüência, a partir dos critérios estabelecidos para a seleção de cada objetivo, foi realizada uma análise estabelecendo relações de causa e efeito entre os objetivos, resultando no mapa apresentado na figura 7.10:



**Figura 7-10:** Mapa Estratégico

Com o intuito de analisar a distribuição e intensidade de todos os relacionamentos causais foi realizada uma pesquisa de opinião com especialistas com o intuito de hierarquizar os objetivos quanto as suas importâncias em relação à perda da segurança e em relação aos outros objetivos.

### **7.3 HIERARQUIZAÇÃO DOS CRITÉRIOS QUANTO AS SUAS IMPORTÂNCIAS EM RELAÇÃO À PERDA DA SEGURANÇA**

A técnica eleita para esta etapa do trabalho é conhecida como elicitación da opinião de especialistas. É uma técnica relativamente informal que pode ser usada para uma grande variedade de propósitos como a identificação de problemas, esclarecendo as questões pertinentes a um determinado tópico, e na avaliação de produtos. Especialistas podem ser consultados individualmente, mas é usualmente melhor trabalhar com um grupo de especialistas.

É uma técnica baseada no conhecimento e experiência que os especialistas apresentam em resposta a um problema técnico (Ortiz, 1991). Especialistas, neste contexto são indivíduos que têm um conhecimento consolidado na área do assunto em questão e são reconhecidos pelos seus pares como qualificados para lidar com os problemas técnicos relativos a sua área de conhecimento.

Muitas vezes a opinião de especialistas é usada implicitamente, o que dificulta o reconhecimento desta técnica como um julgamento apropriado. Para reduzir a informalidade e as críticas, a opinião de especialistas pode ser obtida explicitamente através do uso de processos formais. Nestes processos é importante dar atenção a diversos aspectos como a seleção dos peritos, a definição dos problemas técnicos e a escolha os métodos pelos quais os pareceres de peritos serão elicitados e analisados.

A avaliação de especialistas pode ser expressa tanto de forma quantitativa, através de probabilidades, avaliações, expectativas, estimativas de incerteza, fatores de ponderação, e quantidades físicas de interesse (por exemplo, custos, tempo, comprimento, peso, etc). Como de forma qualitativa, através de uma descrição textual dos pressupostos do perito em alcançar uma estimativa, razões para a seleção ou eliminação de determinados dados ou informação.

A avaliação de especialistas pode ser vista como uma representação, um estado instantâneo do conhecimento do perito no momento da resposta à questão técnica (KEENEY e WINDTERFELDT, 1989). Assim, deve-se ter em mente que o julgamento de especialistas pode e legitimamente deve mudar ao longo do tempo à medida que o especialista receba novas informações. Além disso, porque a opinião reflete o conhecimento do perito e da sua aprendizagem, os especialistas podem diferir validamente em seus julgamentos.

Normalmente, a opinião de especialistas é usada de duas maneiras fundamentais. A primeira é destinada a estruturar um problema técnico. Por exemplo,

os especialistas podem determinar quais dados são relevantes para uma determinada análise, quais os métodos de variáveis (de entrada e resposta) ou análise são apropriados, e que suposições são válidas. Os estatísticos utilizam frequentemente o julgamento de especialistas desta forma. A segunda, destinada a fornecer estimativas. Por exemplo, os peritos podem estimar as taxas de insucesso ou de incidência, determinar fatores de ponderação para a combinação de fontes de dados, ou caracterizar a incerteza. Estas estimativas podem ser quantitativas ou qualitativas.

A eliciação da opinião de especialistas é afetada pelo processo de levantamento das informações. O levantamento da opinião de especialistas deve se dar através de métodos especialmente projetados para este fim. Esses métodos são para o parecer dos especialistas como o projeto experimental é para os dados experimentais. Métodos de eliciação tiram proveito do conhecimento, da motivação e da cognição humana são baseados em procedimentos para ajudar a memorização e combater os efeitos decorrentes da formulação das perguntas, modos de resposta, influência do coletor de dados, e da agenda pessoal do perito (MEYER e BOOKER 1991). Por exemplo, um procedimento comum é trabalhar com o problema em partes para promover a memória dos especialistas considerando o problema de forma estruturada e detalhada. Esta desagregação do problema já foi apresentada em estudos (ARMSTRONG ET alii, 1975) onde foi possível correlacioná-la com a maior precisão das respostas.

### **7.3.1 A Situação a Ser Elicitada**

Toda vez que se deseja levantar opinião de especialistas independentemente dos requisitos específicos do projeto, alguns preparos são necessários para organizar como os especialistas e coletores de dados vão se reunir e como o julgamento do especialista será obtido. Uma situação de eliciação é o cenário em que a eliciação de julgamento do perito ocorre. A eliciação pode ocorrer em um ambiente privado, num contexto de grupo, ou quando os especialistas estão sozinhos, mas recebem informações sobre as decisões dos outros especialistas. Assim, as situações de eliciação diferem na quantidade de interação entre os especialistas e entre o entrevistador e o especialista. Nesta tese, optou-se pela situação em que especialistas estão sozinhos, mas recebem informações sobre as questões sobre as quais precisam opinar e não têm acesso aos julgamentos dos demais especialistas.

### **7.3.2 O Modo de comunicação a ser utilizado**

Um modo de comunicação é o meio (face a face, telefone ou e-mail) através do qual o coletor de dados e o perito se comunicam durante a situação de elicitação. Vários modos podem ser combinados em um processo de elicitação. Por exemplo, o entrevistador poderia enviar o problema ao especialista por telefone, e então provocar a resposta do perito as suas perguntas pessoalmente. Além disso, os modos de comunicação às vezes podem ser substituídos. Neste projeto o principal modo de comunicação foi o correio eletrônico, porém os especialistas e o coletor de dados fizeram contatos telefônicos para tirar dúvidas e apresentar esclarecimentos adicionais.

### **7.3.3 A Técnica de Elicitação**

Técnicas de elicitação são os meios pelos quais os especialistas são levados a descrever os aspectos do seu conhecimento, tais como as suas definições de termos e os processos e procedimentos através dos quais eles resolvem problemas.

A técnica de elicitação utilizada foi o preenchimento de uma planilha de Excel com campos para o especialista inserir o seu julgamento.

### **7.3.4 O Modo de Resposta**

Como o problema a ser tratado envolve a comparação de duas ou mais variáveis pode-se utilizar métodos de respostas como a comparação par a par, a escala continuada ou hierarquização e classificação.

A comparação par a par é freqüentemente utilizada para obter um conjunto de estimativas a partir da opinião dos especialistas. É um processo no qual o especialista classifica um conjunto de objetos, eventos ou critérios comparando somente dois de cada vez. As comparações podem ser feitas em termos de importância, probabilidade de ocorrência, ou posse de alguma característica (por exemplo, preço).

Pesquisas mostram que as pessoas fazem melhores julgamentos indiretos como os utilizando comparação par a par, do que estimativas diretas. (STILLWELL, SEAVER & SCHWARTZ, 1982). O método de comparação par a par foi avaliado (SEAVER & STILLWELL, 1983) como sendo aceitável para especialistas como uma

ferramenta que produz um julgamento de alta qualidade e que possui uma forte base teórica. Um outro estudo examinou a utilidade dos métodos de comparação par a par e escala continuada para obter estimativas de confiabilidade humana em uma avaliação de risco de reator (Comer et al., 1984). As conclusões do estudo mostram que as análises não ditam a seleção de um modo de resposta sobre o outro, mas considerações práticas podem levar à preferência.

Para realizar todas as comparações par a par possíveis em um conjunto de  $n$  variáveis são necessárias  $n(n-1)/2$  comparações. A comparação do elemento A com B possui a propriedade de reciprocidade, ou seja, se A é considerado mais provável que B, logo B é menos provável que A.

O método apresenta como vantagem o fato de que a maioria dos especialistas emite um julgamento confiável porque têm que considerar somente duas variáveis de cada vez. Verdadeiramente, eles não excedem a capacidade de processamento da informação. Além disso, alguns métodos, como o *Analytic Hierarchical Process*, oferecem meios para verificar a consistência matemática das estimativas.

Como desvantagem, pode-se citar o tempo necessário para elicitare todas as comparações possíveis.

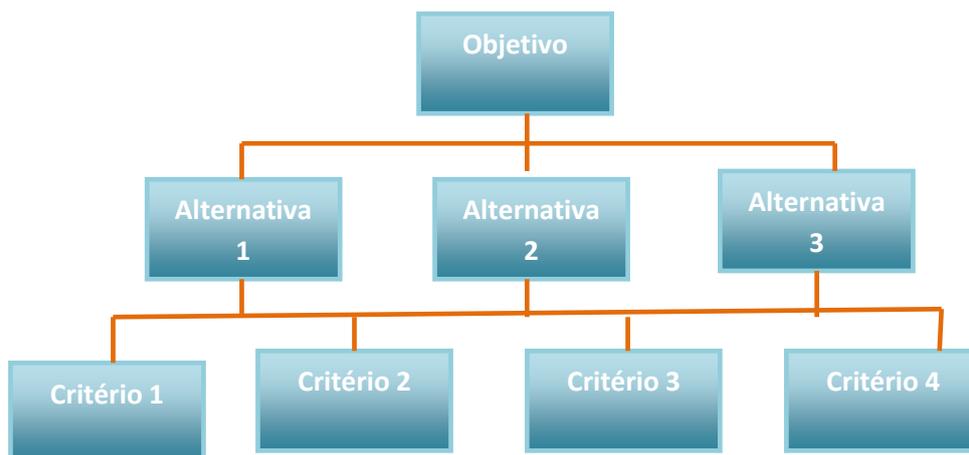
#### **7.3.4.1 O Analytic Hierarchy Process**

Ferramentas de análise de decisão multicritério são a base do *Analytic Hierarchy Process* - AHP. Estas técnicas são bem conhecidas ferramentas de apoio à decisão para lidar com sistemas complexos, onde aspectos tecnológicos, econômicos e sociais têm que ser cobertos (COX et al., 2000). O método foi desenvolvido por Saaty (SAATY, 1980) e usa estruturas hierárquicas para decompor um problema em atributos e, em seguida, orientar os tomadores de decisão através de uma série de julgamentos por comparação par a par para expressar a força relativa do impacto dos atributos na hierarquia. Estes julgamentos são então traduzidos em números.

O *Analytic Hierarchy Process* é um sistema caracterizado pela simplicidade e ao mesmo tempo é robusto o suficiente para modelar complexidades do mundo real. É fundamentado em três princípios importantes na resolução de problemas. O princípio de identidade e de decomposição, o princípio da discriminação e julgamento comparativo e o princípio da síntese de prioridades (SAATY e KEARNS, 1985).

- **Princípio da Identidade e da decomposição**

O princípio recorre a estruturação da hierarquia para capturar os elementos de um dado problema. A estruturação do problema hierarquicamente não é guiada por nenhuma regra específica e, portanto, permite ao usuário construir seu próprio modelo, figura 7-11. Este modelo é conhecido como árvore de valor.



**Figura 7-11:** Decomposição hierárquica

No entanto, é um caminho eficaz para uma análise orientada de cima para baixo com o foco no nível superior para critérios e orientada com o foco no segundo nível (alternativas), seguido pelo sub-critério (critérios) no terceiro nível e assim por diante. Ou seja, uma análise que segue do caso mais geral e com incertezas para o caso mais particular e definido. O nível mais alto representa a meta ou foco do problema. Os níveis mais baixos agem como elementos que contribuem para os níveis imediatamente acima (SAATY e KEARNS, 1985). Os elementos mais baixo são conhecidos como atributos. No contexto deste trabalho o objetivo geral é determinar o peso das alternativas para perda da função da segurança avaliando os critérios que têm impacto direto nas três alternativas. A fim de realizar a hierarquização foram selecionados oito critérios. A lei de continuidade hierárquica requer que os elementos do nível inferior da hierarquia sejam comparáveis em pares de acordo com a forma elementos no próximo nível e assim por diante até o foco da hierarquia.

- **O Princípio da Discriminação e Julgamento Comparativo**

Assim que o problema é decomposto em uma cadeia hierárquica, cada elemento deve ser comparado com outros elementos no mesmo nível utilizando matrizes de comparação par a par. Todos os atributos identificados no mesmo nível

são comparados entre si em uma matriz para expressar a preferência relativa entre os fatores / atributos em propriedades que partilham em comum. Os elementos do segundo nível são comparados uns com os outros no que diz respeito ao objetivo global / foco; os elementos do terceiro nível são comparados com respeito aos pais apropriados no segundo e assim por diante de cima para baixo na cadeia hierárquica. As perguntas feitas no nível mais baixo poderiam assumir a forma "Ao comparar diferentes atributos, que atributo é mais importante (para atingir o objetivo)?"

Segundo JARDIM (1999), o método fornece a hierarquia (classificação) de alternativas através da comparação paritária, utilizando matrizes quadradas, recíprocas, positivas e irredutíveis (que não têm zero) com base nas propriedades da álgebra matricial.

Tomando a matriz quadrada  $A_{ij}$  representada pela tabela 7.4.

**Tabela 7.4:** Matriz de comparação de elementos par a par

	1	2	3	.....	n
1	$a_{1,1}$	$a_{2,1}$	$a_{1,3}$	...	$a_{1,n}$
2	$a_{2,1}$	$a_{2,2}$	$a_{2,3}$	...	$a_{2,n}$
3	$a_{3,1}$	$a_{3,2}$	$a_{3,3}$	...	$A_{3,n}$
...	...	...	...	...	...
n	$a_{n,1}$	$a_{n,2}$	$a_{n,3}$	...	$a_{n,n}$

Cada elemento  $a_{i,j}$  da matriz representa o resultado da comparação da alternativa i com a alternativa j. Na forma estabelecida, para todo  $i=j$ ,  $a_{i,i}=1$ , resultado evidente da comparação da alternativa i com ela própria, o que faz com que todos os elementos da diagonal da matriz de comparações sejam sempre iguais à unidade.

Por outro lado,  $a_{j,i} = 1/a_{i,j}$ , devido à reciprocidade característica do processo comparativo usado no método.

Neste estudo estabeleceram-se três hipóteses para a perda da segurança. A1 = problemas de gerenciamento da segurança, A2= problemas na engenharia e A3 = problemas associados à ação reguladora. Foram utilizados oito critérios. Para o critério Alocação de recursos para sistemas de segurança para as três alternativas montou-se a matriz 3 x 3 apresentada na tabela 7.5.

**Tabela 7.5:** Matriz de comparação de elementos par a par para as três alternativas estudadas em relação ao critério alocação de recursos.

Alocação de recursos para sistemas de segurança	A1	A2	A3
A1			
A2			
A3			

A consistência dos julgamentos, na forma dos elementos da matriz é representada por  $a_{i,k} = a_{i,j} \times a_{j,k}$  (para quaisquer  $i, j, k$ ), que também estabelece a condição de transitividade no processo comparativo.

Na estrutura do método, tem-se  $a_{i,j} = w_i/w_j$ , para  $i, j = 1, 2, 3, \dots, n$ .

Cada elemento da matriz é definido pelo quociente dos valores representativos (pesos ou medidas) das alternativas comparadas.

Dessa forma, tem-se, a matriz de comparação paritária representada pela tabela 7.6.

**Tabela 7.6:** Matriz de comparação paritária para as três alternativas estudadas em relação ao critério alocação de recursos com representação dos pesos.

Alocação de recursos para sistemas de segurança	A1	A2	A3
A1	$w_1/w_1$	$w_1/w_2$	$w_1/w_3$
A2	$w_2/w_1$	$w_2/w_2$	$w_2/w_3$
A3	$w_3/w_1$	$w_3/w_2$	$w_3/w_3$

Da álgebra matricial, temos:

Sendo  $A = (a_{i,j})$  a matriz quadrada

$$x = (x_1, \dots, x_n)$$

$$y = (y_1, \dots, y_n)$$

A equação da matriz  $A \cdot x = y$  é uma forma abreviada do conjunto de equações:

$$\sum_{j=1}^n a_{i,j} x_j = y_i \quad i=1, \dots, n \quad (7.1)$$

Ou seja,

$$\begin{bmatrix} a_{1,1} & a_{1,2} & \dots & a_{1,n} \\ a_{2,1} & a_{2,2} & \dots & a_{2,n} \\ \vdots & \vdots & \dots & \vdots \\ a_{n,1} & a_{n,2} & \dots & a_{n,n} \end{bmatrix} X \begin{bmatrix} x_1 \\ x_2 \\ \vdots \\ x_n \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} y_1 \\ y_2 \\ \vdots \\ y_n \end{bmatrix}$$

Onde  $y_1 = a_{1,1} x_1 + a_{1,2} x_2 + \dots + a_{1,n} x_n$

$y_n = a_{n,1} x_1 + a_{n,2} x_2 + \dots + a_{n,n} x_n$

A partir de  $a_{i,j} = w_j / w_i \quad i, j = 1, \dots, n$

$$a_{j,i} = \frac{w_j}{w_i} = \frac{1}{w_i / w_j} = \frac{1}{a_{i,j}}$$

$$a_{i,j} \cdot \frac{w_j}{w_i} = 1 \quad i, j = 1, \dots, n$$

$$\sum_{j=1}^n a_{i,j} w_j \frac{1}{w_i} = n \quad i=1, \dots, n$$

ou

$$\sum_{j=1}^n a_{i,j} w_j = n w_i \quad i=1, \dots, n$$

O que equivale a :  $Aw = nw \quad (7.2)$

Na álgebra matricial, isso representa que  $w$  é um autovetor de  $A$  com autovalor  $n$ .

O mesmo que:

$$\begin{bmatrix} 1 & w_1/w_2 & \dots & w_1/w_n \\ w_2/w_1 & 1 & \dots & w_2/w_n \\ \vdots & \vdots & \dots & \vdots \\ w_n/w_1 & w_n/w_2 & \dots & 1 \end{bmatrix} X \begin{bmatrix} w_1 \\ w_2 \\ \vdots \\ 1 \end{bmatrix} = n \begin{bmatrix} w_1 \\ w_2 \\ \vdots \\ w_n \end{bmatrix}$$

Na álgebra matricial, segundo o teorema de Perron-Frobenius (JARDIM, 1999), para as matrizes quadradas recíprocas, positivas e irredutíveis, todos os autovalores são nulos, exceto um, o autovalor máximo  $\lambda_{\text{máx}}$  que é igual a  $n$  (a ordem da matriz = o número de alternativas comparadas).

A esse autovalor máximo, corresponde um autovetor único  $w$  que, normalizado, fornece a hierarquia (classificação) das alternativas, na forma de um vetor de prioridades (onde a soma dos componentes é sempre igual à unidade).

SAATY (1980) comprovou a precisão do vetor de prioridades (autovetor  $w$ ) através da verificação de casos com comparações paritárias realizadas com medidas (pesos) reais.

Na relação  $Aw = nw$ , podemos usar o artifício  $(A - n)w = 0$  e  $(A - nI)w = 0$ , onde  $I$  é a matriz identidade. A matriz  $A$  também é unitária (todos  $a_{i,i} = 1$ ).

A última equação possui uma solução diferente de zero para  $n = \lambda_{\text{máx}}$  quando o determinante da matriz  $A - nI$  for nulo (o que leva à equação característica de  $A$ ).

Quando  $\lambda_{\text{máx}} = n$ , têm-se julgamentos perfeitos e consistência total.

Na prática, é comum a ocorrência de desvios no estabelecimento dos juízos de valor, principalmente quando cresce um número  $n$  de alternativas comparadas, acarretando a situação  $\lambda_{\text{máx}} > n$ .

O desvio entre  $\lambda_{\text{máx}}$  e  $n$  é usado, conforme SAATY (1980) com uma medida de consistência dos julgamentos, representados pela matriz de comparação aos pares.

O índice de consistência de uma matriz quadrada é dada por  $CI = \frac{\lambda_{\text{máx}} - n}{n - 1}$

Saaty propõe os índices aleatórios de forma a validar matrizes de acordo com seu tamanho. Saaty gerou uma matriz RI média de ordem de 1 a10 usando um tamanho de amostra de 500 (SAATY,2008) e isso é mostrado na Tabela 7-7.

**Tabela 7.7:** Valores de índice de consistência Randômica

Tamanho da Matriz	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Índice de consistência randômico, RI	0	0	0,52	0,59	1,11	1,25	1,35	1,40	1,45	1,49

A relação de consistência CR foi definida como a relação entre o índice de consistência CI e a RI média para matrizes de mesma ordem, portanto,

$$CR = \frac{CI}{RI}$$

Uma relação de consistência (CR) menor que 0,1 é considerada aceitável.

Na presença de decisores bem informados e qualificados é possível, a partir da disponibilidade de n-1 comparações paritárias (uma linha da matriz) e com julgamentos consistentes, obter todas as demais comparações possíveis.

Na prática, há várias formas para a determinação do vetor de prioridades (autovetor normalizado) a partir de uma matriz de comparações paritárias, que seja quadrada, recíproca, positiva e irredutível.

A melhor solução é obtida pela elevação da matriz a potências arbitrariamente altas, obtendo-se os componentes do vetor de prioridades através da soma dos elementos de cada linha e dividindo pela soma de todos os elementos da matriz.

Para a obtenção do autovalor máximo  $\lambda_{\text{máx}}$ , multiplica-se a matriz quadrada das comparações paritárias pelo vetor de prioridades obtendo-se, como resultado, um outro vetor coluna.

O autovalor máximo é obtido pela média aritmética dos quocientes entre os componentes dos dois vetores-coluna.

Uma escala subjetiva para fazer comparações de pares é recomendada por Saaty (SAATY, 1980; SAATY e KEARNS, 1985) e é ilustrada na tabela 7.8. A base e justificativa desta escala e porque é de fato mais preferível do que todos os outros é apresentado por Saaty (SAATY, 1980). O julgamento é elicitado de pessoas que têm

conhecimento sobre a importância relativa dos elementos com relação ao problema global.

Neste estudo foi elaborado um questionário na forma de planilha que foi preenchida por especialistas da área nuclear ou da área de segurança.

Ao fazer as comparações de X com Y perguntas como "que é mais importante ou tem mais impacto" são feitas. Se os elementos do lado esquerdo são mais importantes que o elemento no topo, em seguida, um número inteiro positivo ( $1 < w < 9$ ) é introduzido. Se for menor, então o inverso do inteiro será inserido. A importância relativa de qualquer elemento para si é um e portanto, a diagonal da matriz (lado superior esquerdo ao canto inferior direito) contém 1.

**Tabela 7.8:** Escala para comparações (SAATY, 2008)

Valor	Definição	Valor	Definição
1	igualmente importante	1	igualmente importante
3	moderadamente mais importante	1/3	moderadamente menos importante
5	fortemente mais importante	1/5	fortemente menos importante
7	muito fortemente mais importante	1/7	muito fortemente menos importante
9	Extremamente mais importante	1/9	Extremamente menos importante

- **A Aplicação do Método**

Como já citado anteriormente, nesta fase do estudo pode-se então assumir que a hipótese de degradação da segurança está relacionada ao fato das instalações do ciclo do combustível apresentarem problemas na engenharia, problemas de gerenciamento da segurança e problemas associados à ação reguladora.

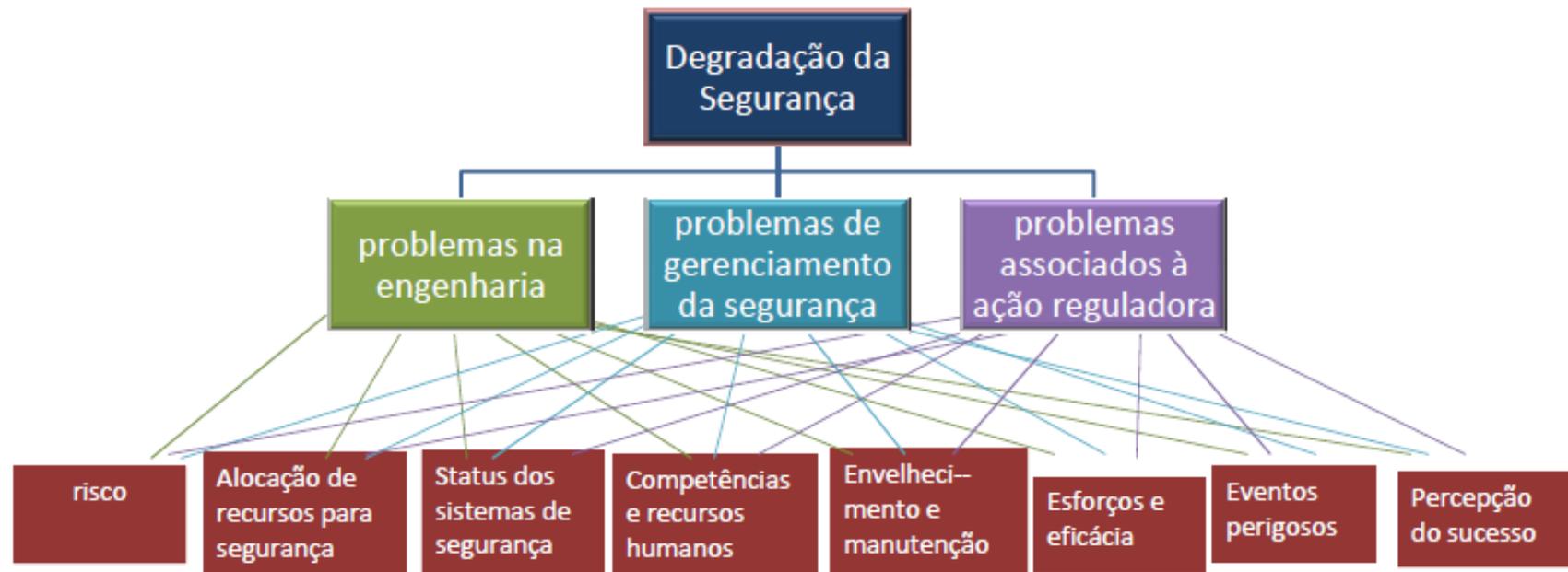
Partindo-se desta hipótese a pesquisa de opinião tem como objetivo estabelecer a importância das três causas de degradação. Adicionalmente para cada causa estabelecer o peso ou importância de fatores como: (i) Risco Técnico; (ii) Alocação de recursos para sistemas de segurança; (iii) Status dos sistemas de segurança; (iv) Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos; (v) Envelhecimento e manutenção; (vi) Esforços e eficácia dos sistemas de segurança; (vii) Eventos perigosos – lições aprendidas; (viii) Percepção do sucesso pelo alto nível da administração. Os fatores i, iv, v, vii foram estabelecidos com base no estado da arte de pesquisa de cultura de segurança, Guldenmund (2007). Os demais fatores surgem do estabelecimento do ciclo do combustível como uma organização de

projetos estratégicos, nas quais se têm grandes expectativas em relação à segurança e os valores e objetivos de segurança estão devidamente visíveis. Infelizmente, nestas organizações (LEVENSON, 2005) as práticas operacionais, por vezes, se desviam dos princípios organizacionais enunciados devido a pressões política (internas e externas), expectativas irreais, e outros fatores sociais.

Não foi incluído na aplicação do método o fator relacionado ao desempenho da prática operacional, citado no item 5.3.6, uma vez que especialistas não operadores não teriam condições de avaliar a importância deste fator.

Uma abordagem formal estruturada para levantamento fornece aos analistas um melhor controle sobre os efeitos de condicionamento.

Para a aplicação do método AHP o problema foi estruturado como apresentado na Figura 7-12 e apresentado aos especialistas para as comparações par a par.



**Figura 7-12:** Estrutura do problema a ser tratado pelo AHP

### 7.3.4.3 Modo de Agregação da Resposta

A agregação é um processo destinado a obter uma única resposta a partir de dados de múltiplos especialistas. Por exemplo, os especialistas podem ser obrigados a acordar entre si uma única resposta ou podem ser autorizados a dar diferentes respostas que mais tarde serão matematicamente combinadas.

Foram selecionados 18 especialistas divididos nas seguintes categorias: (i) operador atuando na área nuclear, (ii) regulador da área nuclear; (iii) operador da indústria química e/ou petroquímica atuando na área de segurança e conhecendo a área nuclear; (iv) regulador da área química ou petroquímica.

Como meio de comunicação a ser utilizado na elicitação foi escolhido o correio eletrônico tanto para envio do convite para participar da pesquisa, e envio das planilhas de comparação como para preenchimento dos pesos pelos especialistas. Inicialmente foram enviados 18 convites sendo que 5 especialistas declinaram e 3 não responderam.

Foram apresentadas aos especialistas 9 tabelas para preenchimento do julgamento. Oito tabelas para comparar par a par as alternativas em relação a cada critério e uma tabela para comparar par a par os critérios. A Figura 7.13 apresenta a tabela apresentada para preenchimento dos especialistas

<b>Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança</b>	<b>Degradação devido a problemas de Engenharia</b>	<b>Degradação devido a problemas de Gestão</b>	<b>Degradação devido a problemas de ação reguladora</b>
<b>Degradação devido a problemas de Engenharia</b>	1	a12	a13
<b>Degradação devido a problemas de Gestão</b>	1/a12	1	a23
<b>Degradação devido a problemas de ação reguladora</b>	1/13	1/a23	1
<b>Soma</b>			1,0000

**Figura 7-13:** Exemplo de tabela a ser preenchida (Células em verde) com o julgamento do especialista.

Recebidos os arquivos de resposta as planilhas foram sumarizadas e o peso de cada alternativa foi estabelecido pela média dos pesos de todos os especialistas. Assim como estabelecido para as alternativas, foi estabelecido o peso de cada critério.

Para sumarização dos resultados foi descartada uma pesquisa, pois o coeficiente de consistência (ver Apêndice I) ficou fora do limite aceitável.

Quando a sumarização levou em conta a opinião de todos os especialistas pode-se ver na Tabela 7.9, que a alternativa de degradação da segurança devido a problemas de engenharia é a que apresenta maior peso ( $M=0,415$   $DP=0,208$ ), seguida da alternativa de degradação por problemas de gestão ( $M=0,348$   $DP=0,156$ ) e como alternativa menos relevante a degradação devido a problemas da ação reguladora. ( $M=0,243$   $DP=0,170$ )

**Tabela 7.9:** Sumarização dos Resultados para as alternativas por Especialistas

Alternativas	Especialistas									Média	DP
	1	2	3	4	5	6	7	8	9		
Engenharia	0,322	0,595	0,670	0,197	0,700	0,430	0,402	0,0944	0,321	0,415	0,208
Gestão	0,556	0,308	0,245	0,179	0,183	0,293	0,284	0,568	0,515	0,348	0,156
Ação Reguladora	0,157	0,097	0,090	0,621	0,121	0,305	0,296	0,339	0,164	0,243	0,170

Para essa mesma sumarização, contemplando todos os especialistas o peso dos critérios também se distribuem de forma muito equilibrada. O critério mais importante, conforme a Tabela 7.10 é o risco técnico seguido pela alocação dos recursos para segurança. O critério menos importante para esse conjunto de especialistas é a percepção do sucesso pelo alto nível da gerência.

**Tabela 7.10:** Sumarização dos Resultados para os critérios por Especialistas

Critérios	Especialistas									Média	DP
	1	2	3	4	5	6	7	8	9		
Risco	0,064	0,350	0,367	0,043	0,357	0,153	0,149	0,057	0,147	0,187	0,135
Alocação de Recursos	0,185	0,177	0,192	0,073	0,215	0,109	0,112	0,176	0,054	0,144	0,058
Importância da organização de Segurança	0,179	0,177	0,157	0,087	0,150	0,118	0,123	0,025	0,194	0,134	0,053
Competência e Recursos Humanos	0,176	0,078	0,087	0,099	0,092	0,145	0,140	0,200	0,175	0,132	0,045
Envelhecimento / Manutenção	0,132	0,078	0,082	0,087	0,082	0,145	0,139	0,061	0,067	0,097	0,032
Eficiência / Eficácia da org de segurança	0,170	0,078	0,058	0,111	0,053	0,127	0,133	0,217	0,147	0,122	0,054
Eventos Perigosos	0,05	0,044	0,035	0,234	0,035	0,090	0,091	0,205	0,163	0,105	0,077
Percepção do Sucesso	0,044	0,017	0,022	0,266	0,017	0,144	0,142	0,058	0,051	0,085	0,084

A percepção dos especialistas a respeito da importância dos critérios não apresenta grande variação, a não ser para o risco que, para alguns especialistas, apresenta um peso significativamente maior, apesar da maioria dos especialistas ser da área nuclear, onde a figura do risco não é tão relevante no processo de tomada de decisão. Uma possível explicação é o fato destes especialistas já terem ocupado posições chaves no processo de tomada de decisão que, algumas vezes, se mostra muito árido, contando somente com critérios determinísticos.

É curioso constatar como os dois critérios apontados como menos importantes refletem bem as características do ciclo do combustível. Em geral, os operadores do ciclo do combustível não possuem políticas para lidar com o

envelhecimento. A nacionalidade da maioria dos especialistas é brasileira, e o programa do ciclo do combustível nuclear é um programa estratégico e a percepção do sucesso pela alta gerência só tem importância significativa em programas onde a escala de produção é muito relevante.

A elicitación da opinião de especialistas tem incertezas, que podem ser caracterizadas e analisadas posteriormente a sua aplicação. Muitos especialistas estão acostumados a dar estimativas de incerteza sob a forma de intervalos simples de valores.

Pode-se salientar uma tendência natural dos especialistas em subestimar a incerteza. Porém, estudos têm mostrado (KAHNEMAN e TVERSKY, 1982) que os especialistas geralmente são completamente incapazes de superar esta tendência.

A elicitación de especialista pode ser condicionada a vários fatores. Estes factores incluem: (i) a formulação da questão (PAYNE, 1951), (ii) as informações dos especialistas considerados, os métodos de resolução do problema (BOOKER e MEYER, 1988), e (iii) as hipóteses.

Neste estudo, não foi solicitado aos especialistas que dessem estimativas das incertezas do seus julgamentos, e não foi realizada uma análise das incertezas associadas ao método, porém, podemos observar que um fator condicionante das respostas apresentadas era a atividade do especialista. Para mostrar esse condicionamento foi feita a sumarização por categoria de atividade (Reguladores da área nuclear, operadores da área nuclear e especialistas fora da área nuclear). As Tabelas 7.11, 7.12 e 7.13 mostram os resultados para essa nova sumarização, que são apresentados no gráfico da Figura 7.14.

**Tabela 7.11:** Sumarização dos Resultados Condicionados para Reguladores da área nuclear

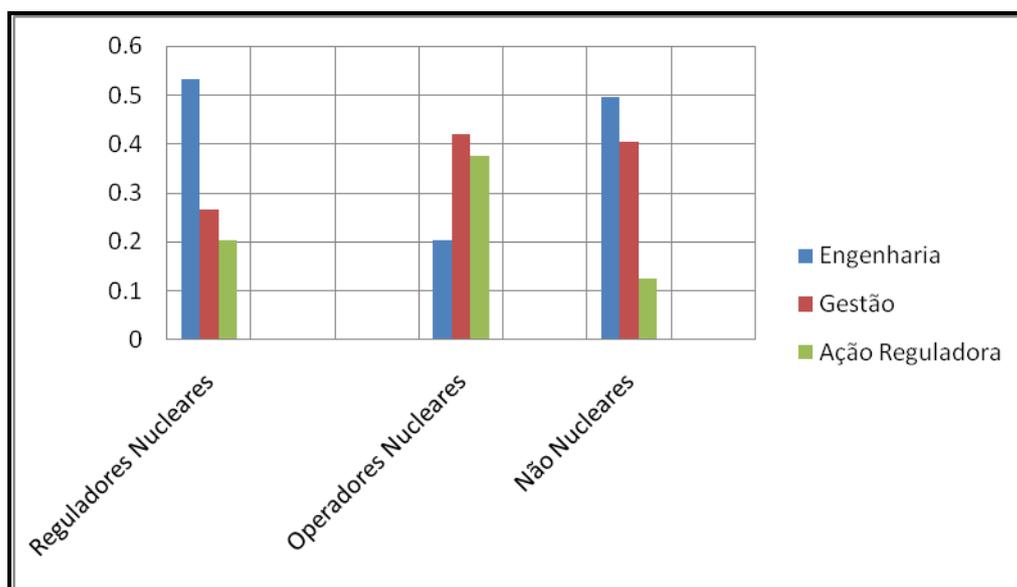
Alternativas	Média	DP	Mín.	Max
Engenharia	0,535	0,14	0,40	0,7
Gestão	0,27	0,057	0,18	0,31
Ação Reguladora	0,20	0,11	0,09	0,31

**Tabela 7.12:** Sumarização dos Resultados Condicionados para Operadores da Área Nuclear

Alternativas	Média	DP	Mín.	Max
Engenharia	0,20	0,11	0,09	0,32
Gestão	0,42	0,21	0,18	0,57
Ação Reguladora	0,37	0,23	0,16	0,62

**Tabela 7.13:** Sumarização dos Resultados Condicionados para Reguladores e Operadores de áreas fora a nuclear

Alternativas	Média	DP	Mín.	Max
Engenharia	0,49	0,24	0,32	0,67
Gestão	0,40	0,22	0,24	0,56
Ação Reguladora	0,12	0,05	0,09	0,16



**Figura 7-14:** Distribuição dos pesos levando em conta a atividade do Especialista

Após a hierarquização dos critérios foi gerado um novo mapa estratégico, Figura 7.15, onde a espessura das setas ilustra a importância relativa dos critérios.

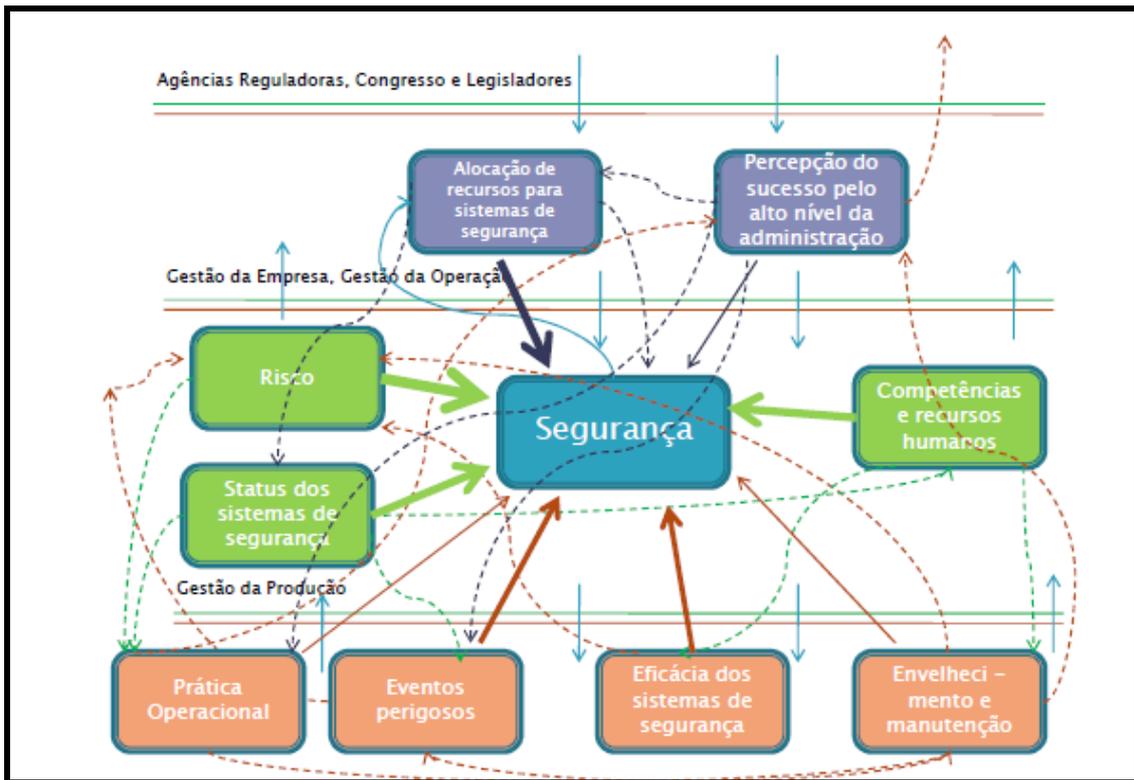


Figura 7-15: Mapa estratégico baseado no resultado da elicitação.

#### 7.4 A VISÃO DO MODELO PELA DINÂMICA DE SISTEMAS

- **Dinâmica de Sistemas Qualitativa**

A abordagem dos mapas cognitivos descritos no item anterior é essencialmente uma primeira tentativa para estruturar os elementos essenciais ou componentes dos sistemas. Claramente, o objetivo de desenvolver um mapa cognitivo é projetar todas as relações de fatores ou elementos de um sistema. Para algumas aplicações isto pode ser suficiente, dada a complexidade inerente do problema. Entretanto em algumas situações particularmente onde existem mais informação, conhecimento ou experiências sobre diferentes fatores ou elementos, pode ser possível estruturar os mapas cognitivos como diagramas de influência. Em outras palavras, as relações são descritas em termos das relações de causalidades entre os nós conectados por uma flecha. Nestes casos, o conceito de dinâmica de sistemas é apropriado (FORRESTER, 1961).

A Dinâmica de Sistemas é o termo geral associado ao estudo do comportamento dinâmico de uma variedade de sistemas complexos (COYLE, 2000). Tipicamente, diagramas de influência usando nós e flechas, são utilizados para

mostrar o comportamento dinâmico. Adicionalmente, a relação muitas vezes chamada de circuitos de realimentação ou diagramas de casualidades, são positivas ou negativas.

O Diagrama pode servir como dispositivo para dar sentido ao propósito de identificar a relação de causalidade dinâmica. A vantagem potencial dos diagramas de influência qualitativos mostrando os circuitos causais foi descrito por Wolstholme (1999): “Modelos de circuitos causais qualitativos aumentam os pensamentos não lineares pela introdução de causalidade circular e fornecem um meio pelo qual as pessoas podem externalizar modelos mentais e pressupostos e enriquecem estes pelo compartilhamento. Além disso, estes facilitam a influência de modelos de comportamento pela simulação de mapas mentais.

- ***As Metodologias de Modelagem Hard de Sistemas***

Como já citado anteriormente, a dinâmica de sistemas foi desenvolvida no final da década de 50 e início da década de 60 do século passado por Jay Forrester quando ele tentava aplicar princípios de controle ao gerenciamento e a economia.

Meadows (1989) forneceu os postulados básicos ontológicos da dinâmica de sistemas, nos quais assume que os elementos são interconectadas em padrões complexos, que o mundo é composto de fluxos, níveis e circuitos de realimentação, que fluxos de informações são intrinsecamente diferentes de fluxos físicos, que não linearidades e atrasos são importantes elementos no sistema, e que comportamentos são decorrentes da estrutura do sistema.

Neste sentido, a possibilidade de sintetizar aspectos de SSM, já descritos em item anterior, e SD não deve ser surpresa quando se considera a importância que ambas as abordagens associam ao sistema, com os conceitos de emergência, hierarquia, comunicação, controle e adaptação. A síntese tem três aspectos baseados em três propriedades identificadas nas seções anteriores:

- (i) Primeiro, o conceito de visão de mundo e seu uso na criação de uma variedade de modelos conceituais dentro da abordagem de SSM oferece um caminho estruturado que gera múltiplas perspectivas de um problema e que as estuda cuidadosamente antes de qualquer modelagem a dinâmica do sistema.

- (ii) O segundo aspecto aponta a metodologia de Checkland que tenta criar e promover uma consciência dos aspectos sócio-políticos de uma intervenção;
- (iii) O terceiro aspecto reverte a relação, o que significa que a dinâmica de sistemas pode contribuir para a SSM.

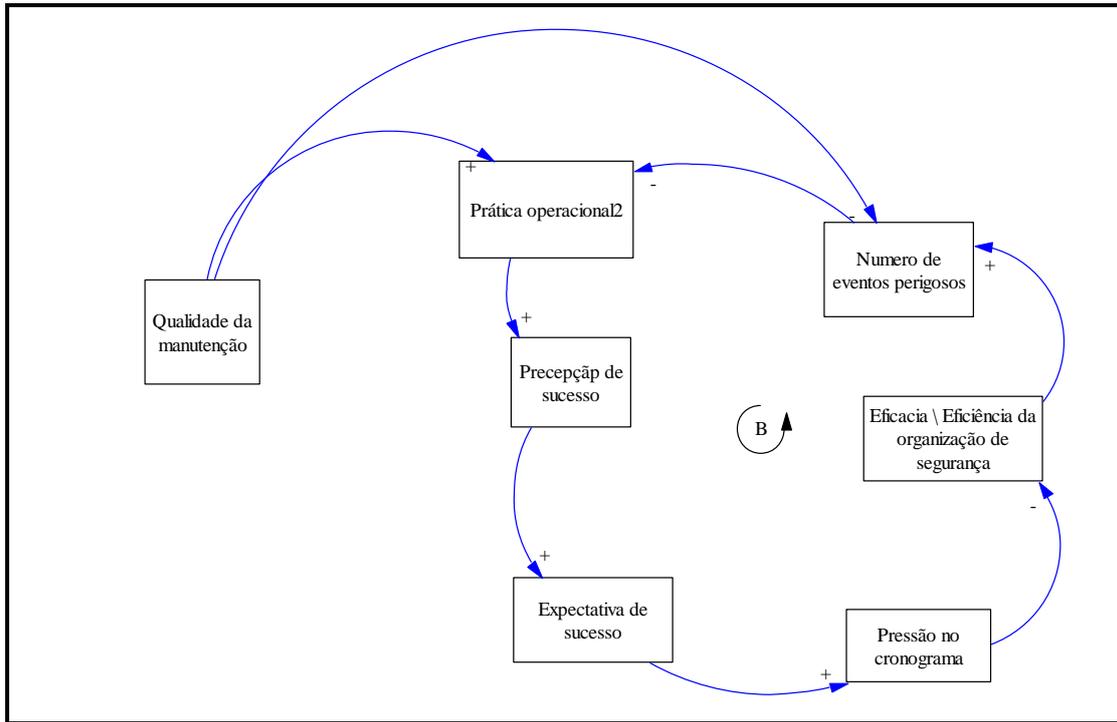
Antes de iniciar o processo de modelagem é necessária uma representação adequada do sistema envolvido e seus principais elementos. Neste estudo adotaremos a metodologia proposta por WOLSTENHOLME (1990) que possui duas fases, a dinâmica de sistemas qualitativa e a dinâmica de sistemas quantitativa.

#### ***7.4.1 Elaboração e Validação dos Diagramas de Causa e Efeito – A Dinâmica de Sistemas Qualitativa***

A fase da dinâmica de sistemas é caracterizada com a criação de diagramas de causa e efeito. Estes mapas do sistema são considerados essenciais para qualquer exploração ou análise que se vá fazer sobre os sistemas em consideração. WOLSTENHOLME (1990) enfatiza como é importante a elaboração destes mapas neste estágio da metodologia.

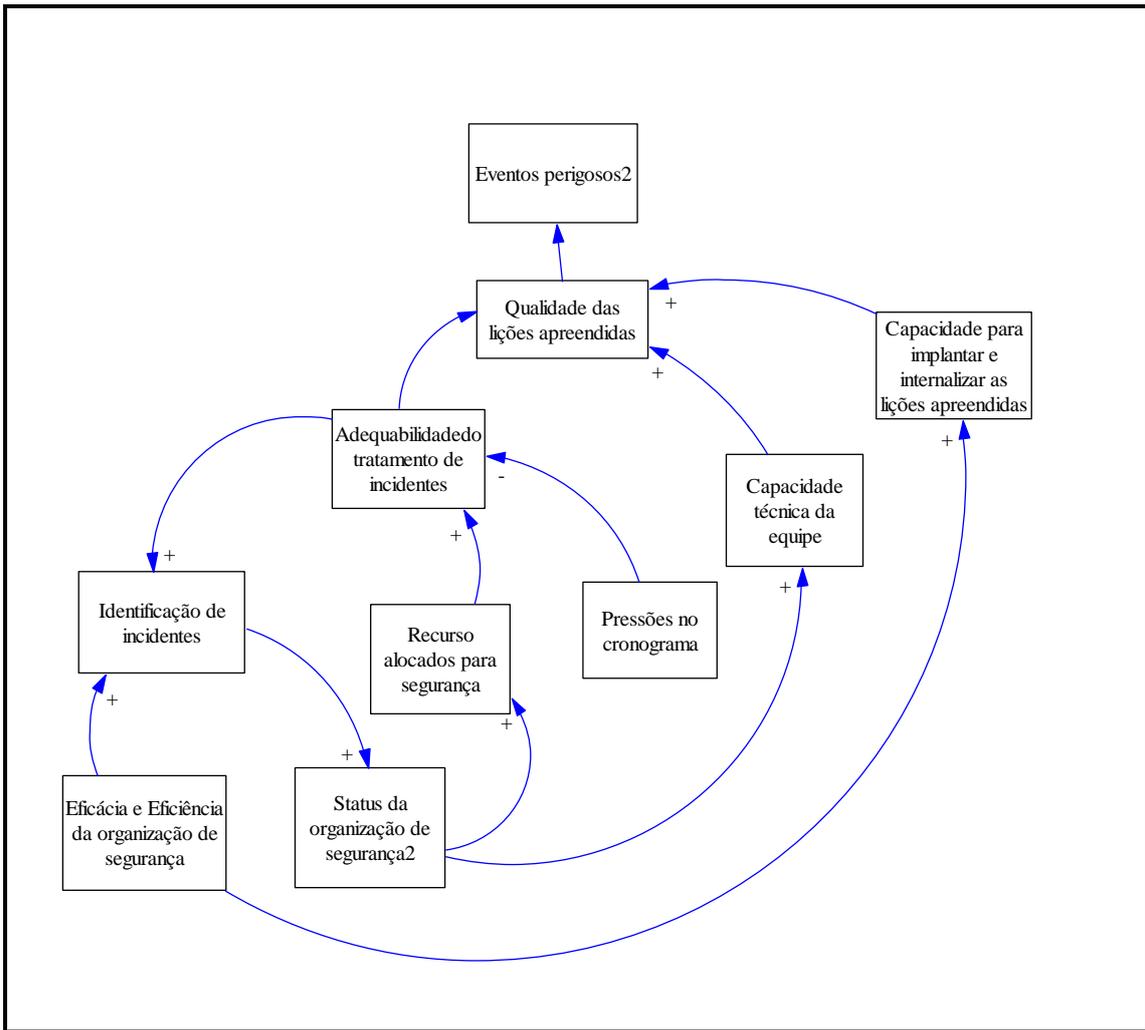
A partir dos mapas cognitivos gerados anteriormente, dos textos de definição do problema para cada um dos sub-sistemas estudados, apresentados no capítulo 5 e dos resultados da pesquisa de opinião para hierarquizar os critérios, foi possível elaborar um conjunto de diagramas de causa e efeito apresentados nas Figuras 7.16 a 7.22

- **Desempenho da Prática Operacional**



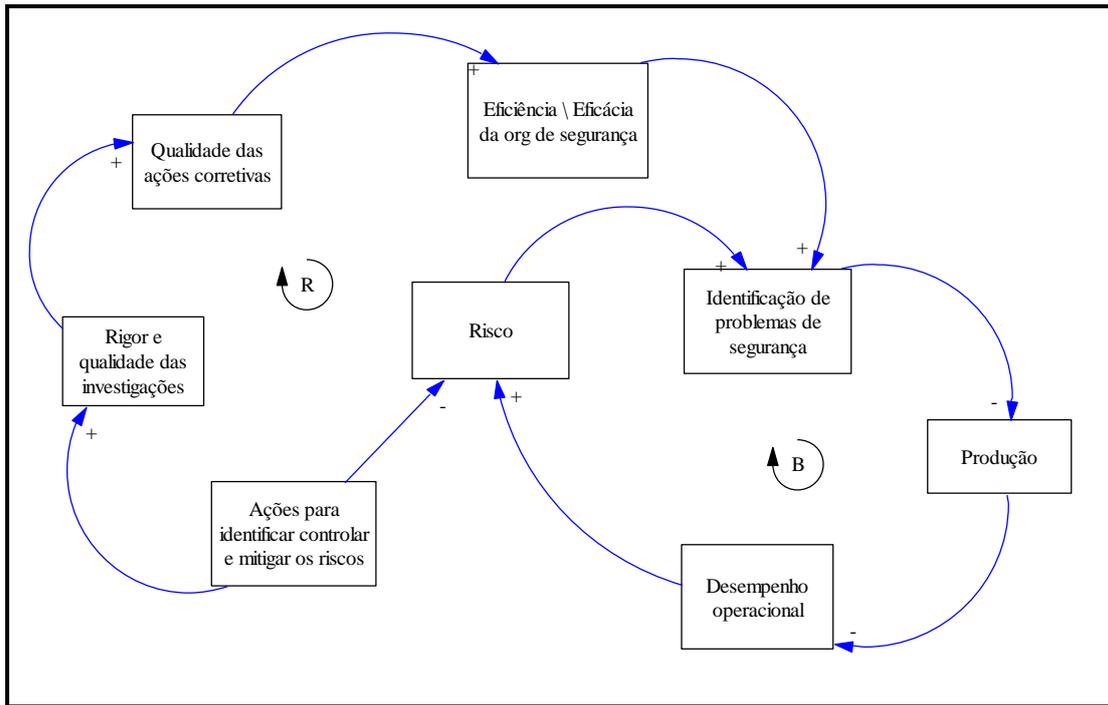
**Figura 7-16:** Diagrama de Causa e Efeito – Desempenho da Prática Operacional

- **Eventos perigosos – Aprendizados e Lições Aprendidas**



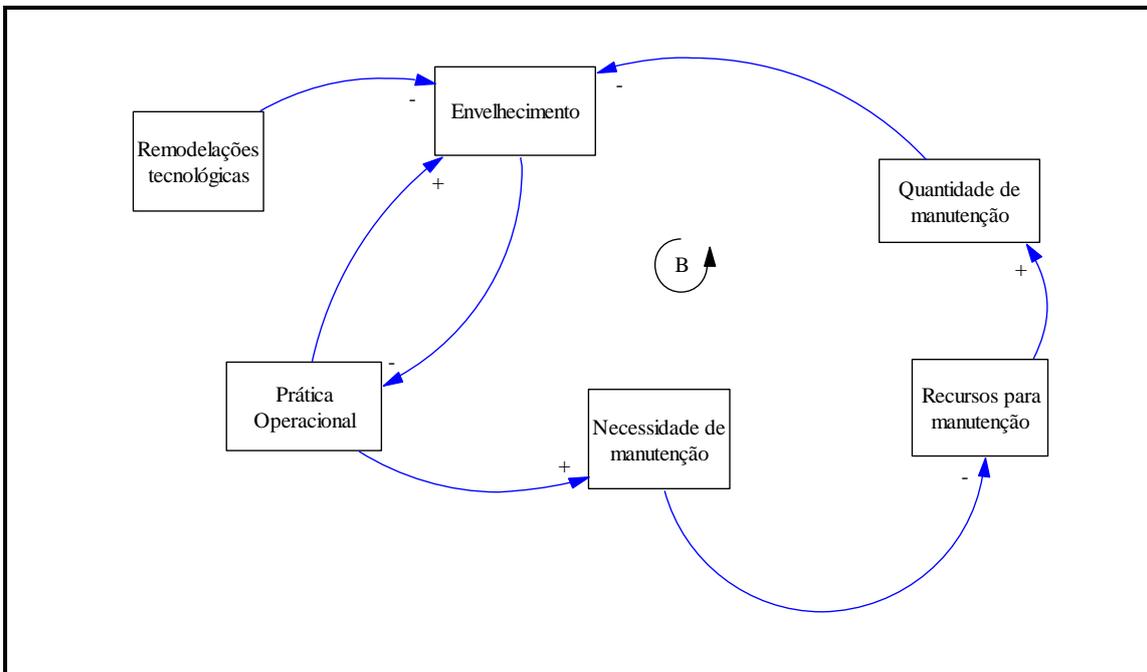
**Figura 7-17:** Diagrama de Causa e Efeito – Eventos perigosos – Aprendizados e Lições Aprendidas

- **Eficiência e Eficácia da Organização de Segurança**



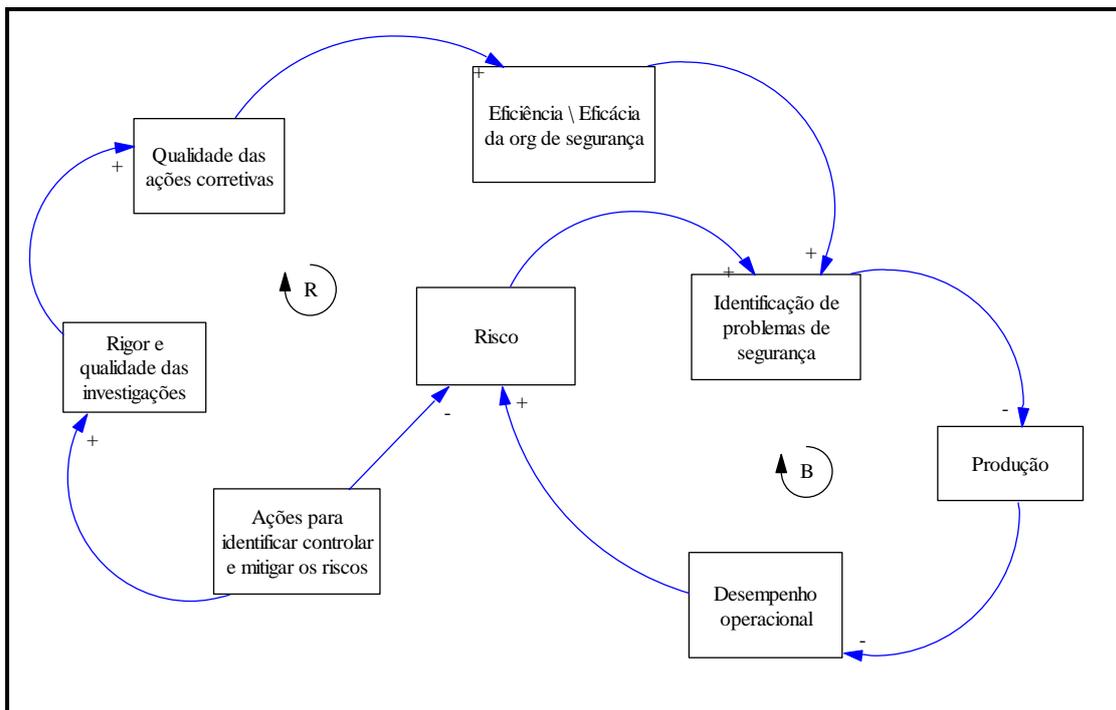
**Figura 7-18:** Diagrama de Causa e Efeito – Eficiência e Eficácia da Organização de Segurança

- **Envelhecimento e Manutenção**



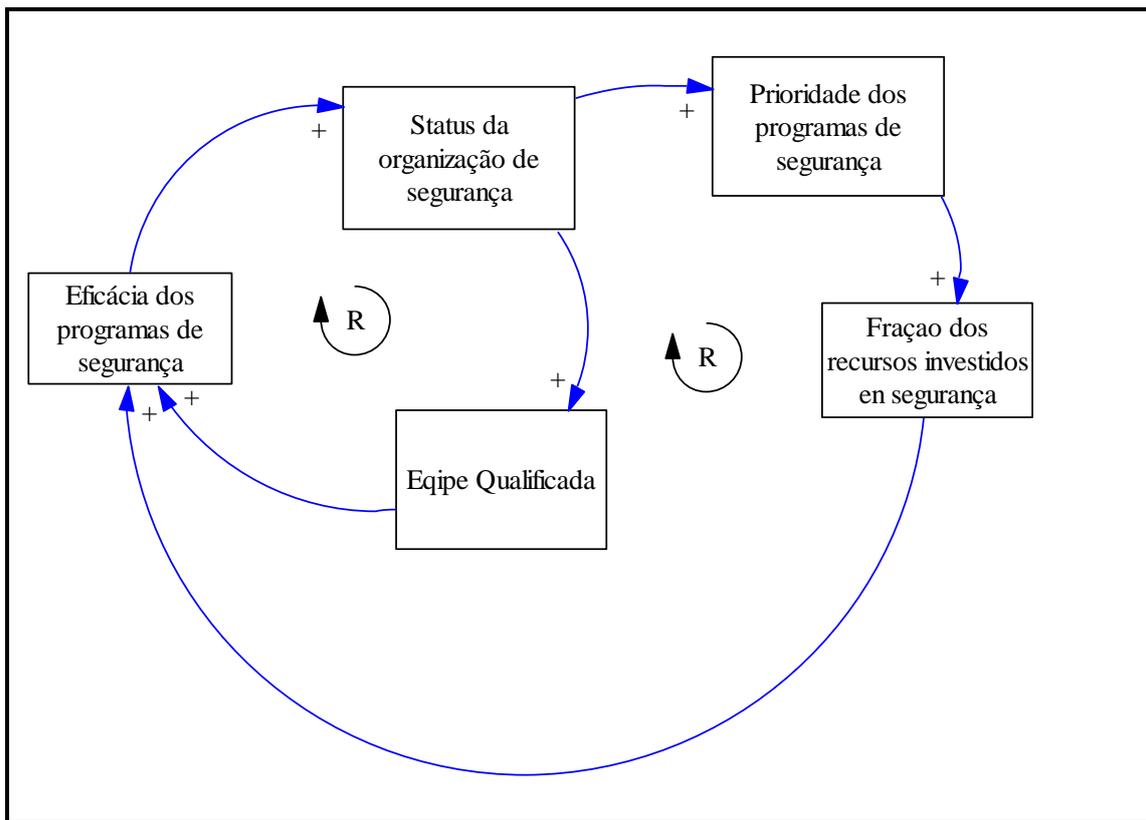
**Figura 7-19:** Diagrama de Causa e Efeito – Envelhecimento e Manutenção

• **Risco**



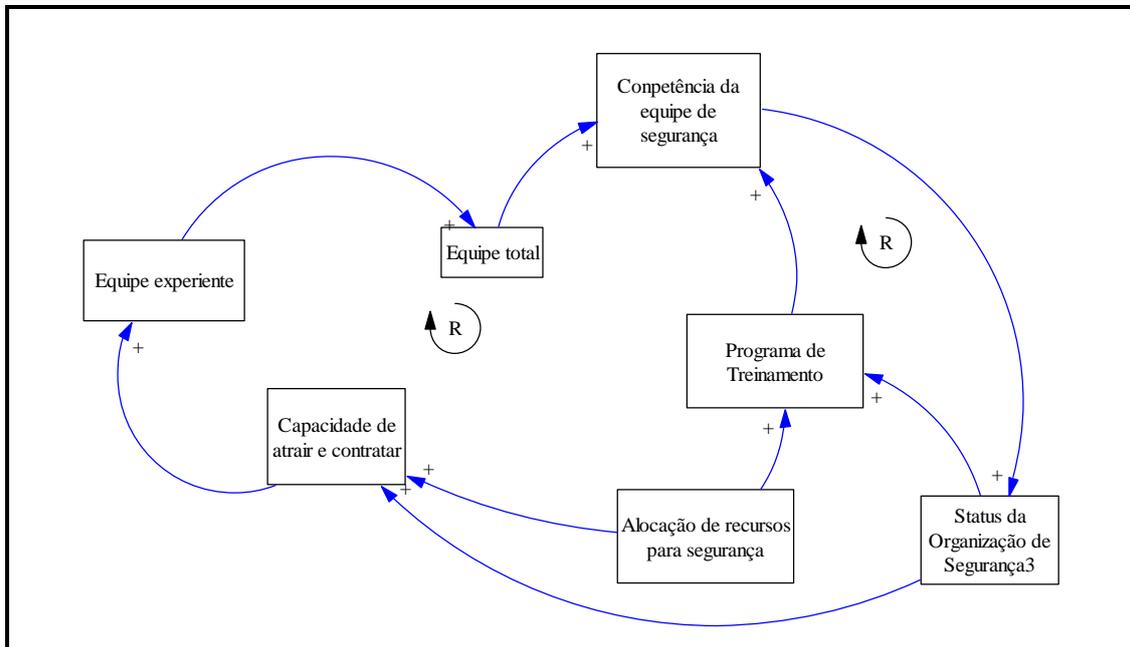
**Figura 7-20:** Diagrama de Causa e Efeito – Risco

- **Importância da Organização de Segurança**



**Figura 7-21:** Diagrama de Causa e Efeito – Importância da Organização de Segurança

- **Conhecimento de Segurança, Competências e Recursos Humanos**



**Figura 7-22:** Diagrama de Causa e Efeito – Conhecimento de Segurança, Competências e Recursos Humanos

A partir dos diagramas de causa e efeito apresentados acima, foi possível extratificar as principais relações causais entre as variáveis do sistema. As relações de causa e efeito indicam o efeito direto de uma variável sobre a outra.

A Tabela 7-14 apresenta as principais relações causais de cada diagrama de causa e efeito.

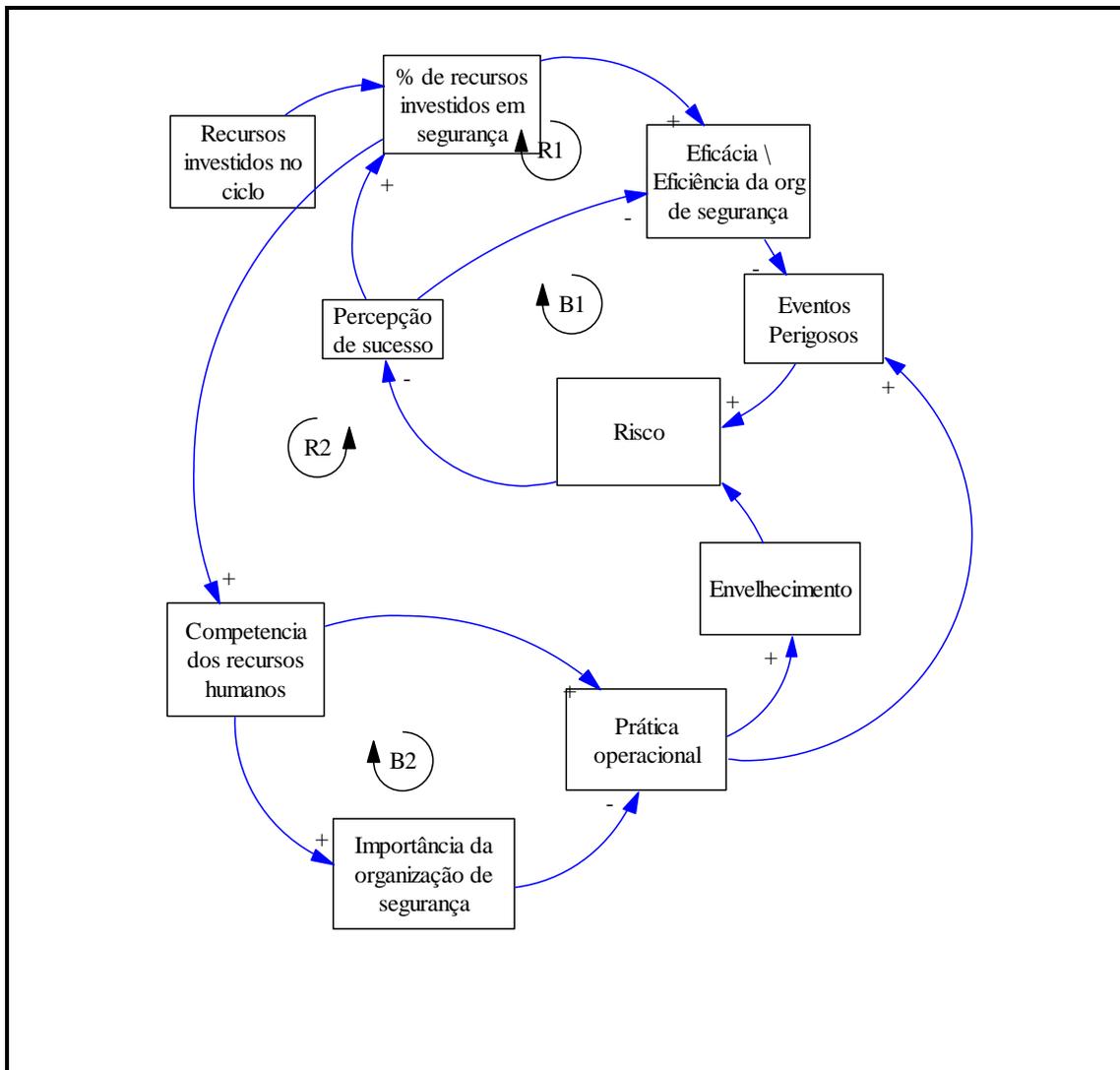
**Tabela 7.14:** Correntes Causais por Critério

<p>Desempenho da Prática Operacional</p>	<p>Eficácia \ Eficácia da organização de segurança (Qualidade da manutenção) → Número de eventos perigosos → Prática operacional2 Qualidade da manutenção → Prática operacional2</p>
<p>Eficiência e Eficácia da Organização de Segurança</p>	<p>Pressão nos cronogramas → Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança → Expectativa de performance Recursos Alocados em Segurança → Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança → Expectativa de performance Experiências passadas com operações seguras → Expectativa de performance Expectativa de performance — Pressão nos cronogramas → Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança (Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança) — Recursos Alocados em Segurança → Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança</p>
<p>Envelhecimento e Manutenção</p>	<p>(Envelhecimento) — Prática Operacional → Envelhecimento Recursos para manutenção → Quantidade de manutenção → Envelhecimento Remodelações tecnológicas → Envelhecimento (Prática Operacional) → Envelhecimento → Prática Operacional Quantidade de manutenção → Envelhecimento → Prática Operacional Remodelações tecnológicas → Envelhecimento → Prática Operacional</p>

<p>Risco</p>	<p>Qualidade das ações corretivas — Eficiência \ Eficácia da org de segurança</p> <p>Ações para identificar controlar e mitigar os riscos</p> <p>Desempenho operacional</p> <p style="text-align: right;">Risco</p> <p style="text-align: right;">Identificação de problemas de segurança</p> <p>Ações para identificar controlar e mitigar os riscos</p> <p>Produção — Desempenho operacional</p> <p style="text-align: right;">Risco</p> <p>Ações para identificar controlar e mitigar os riscos — Rigor e qualidade das investigações — Qualidade das ações corretivas</p>
<p>Importância da Organização de Segurança</p>	<p>Status da organização de segurança — Equipe Qualificada</p> <p>Prioridade dos programas de segurança — Fração dos recursos investidos em segurança</p> <p style="text-align: right;">Eficácia dos programas de segurança</p> <p>Equipe Qualificada</p> <p>Fração dos recursos investidos em segurança</p> <p style="text-align: right;">Eficácia dos programas de segurança — Status da organização de segurança</p>

<p>Conhecimento de Segurança, Competências e Recursos Humanos</p>	<p>Equipe experiente — Equipe total</p> <p>Alocação de recursos para segurança }  Status da Organização de Segurança3 } Programa de Treinamento</p> <p>Programa de Treinamento } Competência da equipe de segurança</p>
<p>Alocação de Recursos para Sistemas de Segurança</p>	<p>Recursos Alocados em Segurança — Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança</p> <p>Expectativa de performance (Recursos Alocados em Segurança)</p> <p>Status da organização de segurança — Equipe Qualificada</p> <p>Prioridade dos programas de segurança — Fração dos recursos investidos em segurança } Eficácia dos programas de segurança</p> <p>Eficácia dos programas de segurança — Equipe Qualificada</p>
<p>Percepção do Sucesso pelo Alto Nível da Administração</p>	<p>Expectativa de sucesso — Pressão no cronograma — Eficácia \ Eficiência da organização de segurança</p> <p>Pressão nos cronogramas }  Recursos Alocados em Segurança } Eficiência \ Eficácia dos Programas de Segurança</p> <p>Experiências passadas com operações seguras } Expectativa de performance</p>

Com a visualização facilitada das principais correntes causais foi possível sintetizar as relações causais e elaborar um diagrama global de causa e efeito, figura 7.23, para a dinâmica do sistema de segurança em instalações do ciclo do combustível nuclear.



**Figura 7-23:** Diagrama de Causa e Efeito – Segurança no Ciclo do Combustível Nuclear

#### 7.4.2 Validação da Fase de Dinâmica de Sistemas Qualitativa

A validação da fase de dinâmica de sistemas qualitativa foi realizada através do Acidente de Tokaimura ocorrido no Japão em 1999.

O Acidente de Tokaimura ocorreu em Tokimuro, aproximadamente 87 milhas a noroeste de Tóquio no Japão. O acidente ocorreu em uma planta de

processamento de urânio, no dia 30 de setembro de 1999 por volta das 10:30h, quando funcionários da JCO, a companhia que opera a planta, verteram cerca de 16,6kg de urânio em um tanque de purificação contendo ácido nítrico, ao invés dos 2,4kg normalmente usados. O que se seguiu foi um *flash* de luz azul no interior da planta, resultado da reação em cadeia devido à criticalidade atingida. A Companhia Elétrica de Tóquio utilizou em torno de 400 kg de borato de sódio para absorver a radiação emitida, mas os trabalhadores tiveram dificuldade em se aproximar do tanque de processamento.

O procedimento de conversão do combustível nuclear aprovado especificado em um documento interno envolveu a dissolução de pó de óxido de urânio em um tanque de dissolução, em seguida, solução de nitrato de urânio puro é transferida para a coluna de buffer para homogeneização pela purga de nitrogênio gasoso e controle de massa, seguida pela transferência para o tanque de precipitação dotado de jaquetas para resfriamento para remoção do excesso de calor gerado pela reação química exotérmica. A prevenção da criticalidade baseava-se nos requisitos gerais de licenciamento para a limitação de massa e de volume, bem como sobre o projeto do processo, incluindo o uso de uma coluna com uma geometria segura contra criticalidade como um tampão para controlar a quantidade de material transferido para o tanque de precipitação.

O procedimento de trabalho foi modificado em novembro de 1996, sem permissão para a modificação ter sido dada pelas autoridades reguladoras, para que a dissolução de óxido de urânio fosse realizada em tanques de aço inoxidável. Este novo procedimento, embora não aprovado, havia sido seguido várias vezes antes da ocorrência deste acidente.

Além disso, quando o evento de criticalidade ocorreu, a homogeneização de óxido de urânio estava sendo realizada por agitação mecânica no tanque de precipitação, em vez de nos equipamentos de controle de massa. Mais uma vez essa não conformidade se deu devido a transferência da solução de nitrato de urânio diretamente do vaso de aço inoxidável para o tanque de precipitação. O tanque não foi projetado com uma geometria favorável para a prevenção de criticalidade. Este meio de homogeneização no tanque de precipitação não é o mesmo descrito no procedimento revisado e foi um desvio do procedimento aprovado.

Com relação as disposições de prevenção de acidentes, não é clara e específica a necessidade de formação e qualificação dos trabalhadores. Não foram

encontradas evidências de treinamento e documentos de conformidade com os requisitos legais e reguladores.

Para a preparação de combustível para o reator de pesquisa JOYO, no final de setembro de 1999, os trabalhadores dissolveram óxido de urânio em pó em ácido nítrico em vaso de aço inoxidável e verteram a solução diretamente para o tanque de precipitação. Cerca de 26 litros da solução, com urânio enriquecido a 18,8% em massa de U-235, foram derramados no tanque de precipitação em quatro bateladas em 29 de setembro. Na manhã de 30 de setembro, os trabalhadores continuaram a preparar solução de nitrato de uranila e derramaram mais três vasos no tanque de precipitação.

Por volta de 10:35 de 30 de setembro, quando o volume de solução no tanque de precipitação chegou a cerca de 40 litros, equivalente a cerca de 16 kg de urânio, a massa crítica foi alcançada. E no ponto de criticalidade, a reação em cadeia de fissão nuclear tornou-se autossustentável e começou a emitir intensa radiação gama e de nêutrons. Os dispositivos de monitoramento de área detectaram um alto nível de radiação gama e os alarmes da área soaram. Os três trabalhadores foram evacuados do edifício e em seguida, foram recebidos pelas equipes de emergência.

O relatório da AIEA (AIEA, 1999) concluiu que: numa fase de avaliação preliminar de avaliação, o acidente ocorrido nas instalações de processamento de combustível nuclear JCO em Tokaimura parece ter resultado principalmente de erro humano e violação grave dos princípios de segurança, que, juntos, levaram a um evento de criticalidade.

Segundo TSUCHIJA (2008) exceto os acidentes resultantes de sabotagem, fenômenos naturais e decisões conflitantes de gerenciamento, todos os demais eventos adversos em indústrias perigosas são causados no mínimo em parte por erro humano. Na verdade, a maioria dos eventos são o resultado de longas cadeias de erros humanos que resultam na produção de uma situação suscetível a ser convertida em um acidente pelo desencadeamento relativamente provável de um fator casual (CORCORAN, 2000).

Tsuchija (TSUCHIJA, 2008) realizou uma análise detalhada do acidente de Tokaimura e levantou os principais fatores de vulnerabilidade causal e os fatores causais desencadeantes. Para o autor, o erro humano é um comportamento (um ato ou omissão) que por si só ou em conjunto com outros comportamento pode contribuir para a causa de um evento. No entanto, o autor aponta que atribuir a causa de um

evento ao erro humano, sem explicações mais profundas, é de pouco ou nenhum uso para a correção de fatores causais ou para abordar as implicações. O erro humano não pode ser corrigido, mas as suas causas subjacentes sim, desde que elas sejam conhecidas.

A menos que haja um conjunto suficiente de fatores de vulnerabilidade causal e um ou mais fatores causais desencadeantes, os eventos perigosos não ocorrem. Um conjunto suficiente de fatores de vulnerabilidade causal é o conjunto de circunstâncias que faz um acidente acontecer. Sem o conjunto suficiente de fatores de vulnerabilidade causal, o fator desencadeante causal não faz nada. Sem o fator causal desencadeante, os fatores de vulnerabilidade causal esperam pela próxima oportunidade (Corcoran, 2000).

Segundo a análise de Tsuchija (2008) os principais fatores de vulnerabilidade causal são:

- concorrência dos preços internacionais forçando ao estabelecimento de políticas de gestão pela JOC para aumentar a eficiência;
- Queda nas vendas e conseqüente redução do número de trabalhadores;
- Impactos devidos aos processos de desregulamentação, enfrentamento de uma opinião pública agressiva, e aumento da competição comercial.

Foi evidenciada também a influência do sucesso comercial - às vezes até mesmo de sobrevivência - em um ambiente competitivo implicando em apoio e conivência para operar à margem da prática usualmente aceita. Consenso em explorar limites em situações críticas, o que implica em assumir o risco de cruzar os limites de práticas seguras.

Sensibilização inadequada dos riscos pela alta gerência da JCO, que são ex-executivos ou funcionários emprestados de sua empresa-mãe, *Sumitomo Metal Mining Company Ltd*, que não tem experiência no negócio nuclear além da planta da JOC. Assumindo que um acidente de criticalidade nuclear era impossível na instalação, negligenciando as lições aprendidas com acidentes de criticalidade anteriores em outros países.

A prática do conceito *kaizen* nas unidades resultou em ignorar certas características de projeto estabelecidas para evitar situações críticas, mas ao mesmo tempo levavam operações mais lentas e mais caras. O manual de operação revisto da

empresa estava em violação do manual de instruções original, que havia sido aprovado pelas autoridades de licenciamento.

O *kaizen* é um processo de melhoria contínua que envolve todos, tendo pequenas, passos incrementais para perseguir o objetivo sem descanso ao longo do período de tempo prolongado (TSUCHIYA, 1996). No Japão, o conceito de *kaizen* é tão profundamente enraizado na mente de ambos, os gerentes e trabalhadores nos negócios que, muitas vezes, nem sequer percebem que eles estão pensando *kaizen*. JCO já havia realizado pelo menos quatro campanhas *kaizen* e esta "melhoria" foi a sétima. Uma vez que espera-se que todas atividades baseadas no *kaizen* levem a maior satisfação do cliente finalmente, era natural que a ênfase do *kaizen* na JCO tinha sido na eficiência, redução de custos e melhoria da qualidade, e não na segurança.

Os trabalhadores deveriam tomar a iniciativa de *kaizen* e na JCO, os manuais eram frequentemente revistos após os trabalhadores terem mudado os procedimentos e os trabalhadores sentiam-se livre para "melhorar" o processo de produção, sem a aprovação oficial por parte dos supervisores. A famosa Tradição japonesa - *kaizen* foi conduzida por trabalhadores com formação inadequada, finalmente, levando-os a cruzar os limites de práticas seguras.

Neste mesmo processo de análise foram levantados os seguintes fatores causais desencadeantes:

Três trabalhadores chamados de "equipe especial" dissolveram sequencialmente cerca de 2,4 kg de pó de urânio com 18,8 por cento de enriquecimento num vaso de 10 litros de aço inoxidável com ácido nítrico e água pura para produzir nitrato de urânio. O processo de homogeneização de nitrato de urânio especifica que o armazenamento em colunas deve ser usado para controlar o processo em bateladas. No entanto, o tanque de precipitação foi utilizado. Como resultado, cerca de 16,6 kg de urânio (equivalente a 6-7 lotes) foi despejado no tanque. Este foi o fator causal que provocou o acidente.

A seguir TSUCHIJA (TSUCHIJA, 2008) lista algumas das respostas dadas pelos dos trabalhadores a respeito de terem realizado um trabalho tão arriscado:

- Nas duas últimas campanhas (em 1995 e 1996), tanto quanto 16 kg de urânio foi despejado no tanque de reserva para a mistura e homogeneização. E assim, eles consideravam que não haveria problemas

se eles derramassem a mesma quantidade de urânio no tanque de precipitação ;

- O tanque de buffer foi inconveniente para mistura e homogeneização de urânio.
- A Condição de trabalho adversa fez com que os trabalhadores quisessem terminar o trabalho o mais rápido possível.
- Eles queriam terminar o trabalho de dissolução o mais cedo possível porque haviam planejado treinar novos trabalhadores para mais tarde se juntarem ao "grupo especial" em outubro após a primeira fase do processo de dissolução.

A partir da análise da AIEA (AIEA, 1999) da análise de Tsuchija (TSUCHIJA, 2008) pode-se apontar como primeira grande evidência que as três principais causas de degradação da segurança apontadas neste estudo, problemas de engenharia, problemas de gerenciamento da segurança e problemas associados à ação reguladora, permeiam durante todo o tempo tanto a análise apresentada pela AIEA, como a apresentada por Tsuchija.

Pode-se apontar que como já citado anteriormente, acidentes resultam de interações entre componentes dos sistemas que violam as restrições de segurança, ou quando as restrições de segurança são inadequadas ou não existem.

Nos relatos acima podemos identificar violações às principais restrições de segurança elencadas neste estudo. A primeira e a segunda restrição de segurança são violadas diversas vezes na apresentação dos fatores de vulnerabilidade causal de Tsuchija. Quando o autor apresenta os fatores desencadeantes, identificamos a violação da terceira restrição.

Fica evidente na análise de Tsuchija (TSUCHIJA, 2008) que o critério de percepção de sucesso pela alta administração é um fator a ser considerado na degradação da função da segurança.

O apoio e a conviência para operar a margem da prática segura usualmente aceita e o consenso em explorar os limites em situação crítica descritos tanto no relatório da AIEA (AIEA, 1999) como na análise de Tsuchija (TSUCHIJA, 2008) evidenciam o comportamento dinâmico proposto por essa pesquisa (figura 7.23) para o desempenho da prática operacional. No modelo proposto, uma intensificação da

prática operacional, em um loop de balanço com a percepção do sucesso, leva a um aumento no número de eventos perigosos.

Outro fator apontado é o recurso humano. Na abordagem, de Tsuchija tanto a redução do número de trabalhadores como a qualificação destes são apontados como fatores relevantes, para manter a competência dos trabalhadores. No modelo dinâmico é proposto que a competência da equipe sofre influência da alocação de recursos e da importância da organização de segurança, fato que pode ser validado com as análises apresentadas. A pouca ou nenhuma importância da organização de segurança fica bem evidenciada na análise de Tsuchija pela sua participação no processo de tomada de decisão.

Outro fato bem evidente é a eficácia e eficiência da organização de segurança, frente à prática do conceito *kaizen* profundamente enraizado no Japão, tanto para os gerentes como para os trabalhadores. O modelo dinâmico também mostra que a eficácia\eficiência esta em um ciclo de balanceamento com a expectativa de desempenho e as experiências passadas com operações seguras, influência essa, retratada pelos operadores e apresentada como fator desencadeante por Tsuchija.

A complacência ou deficiência da ação reguladora fica evidente em ambas as análises apresentadas. O procedimento de trabalho havia sido modificado em 1996, portanto três anos antes do acidente e as autoridades reguladoras não haviam autorizado o novo procedimento. Nas análises não foram encontrados documentos de conformidade legal.

Pela classificação do (BNQP, 2005) esta instalação pode ser classificada quanto à cultura de segurança como uma instalação nível I, onde os problemas somente são resolvidos quando aparecem e, em geral, a origem dos problemas não é analisada.

## **CAPÍTULO 8**

### **O MODELO**

#### **8.1 INTRODUÇÃO**

Não há uma receita de sucesso para modelar, não há procedimento que possa ser seguido para garantir o sucesso do modelo. O processo de modelagem é inerentemente criativo. Modeladores individuais possuem estilos e abordagens diferentes, porém todos os modeladores de sucesso seguem um processo que envolve as atividades seguintes:

- (i) Articulação do problema a ser tratado;
- (ii) Formulação das hipóteses dinâmicas ou da teoria sobre as causas do problema;
- (iii) Formulação do modelo de simulação para testar as hipóteses dinâmicas;
- (iv) Testar o modelo até estar satisfeito que este atende o seu objetivo principal;
- (v) Propor e avaliar políticas de melhoria.

É importante colocar o processo de modelagem no contexto com as atividades que ocorrem no sistema estudado. Modelar é um processo de realimentação, não é um processo de sequência de passos lineares.

Na prática como modelador, seu primeiro passo é descobrir qual é o verdadeiro problema e quem é seu verdadeiro cliente. Aqui o verdadeiro problema é apontar um caminho para a excelência em segurança nas instalações do ciclo do combustível nuclear e o verdadeiro cliente é o órgão regulador.

Modelos passam por iterações constantes, questionamentos contínuos, testes e refinamentos. A Figura 8.1 apresenta o modelo seguindo os passos apresentados acima.

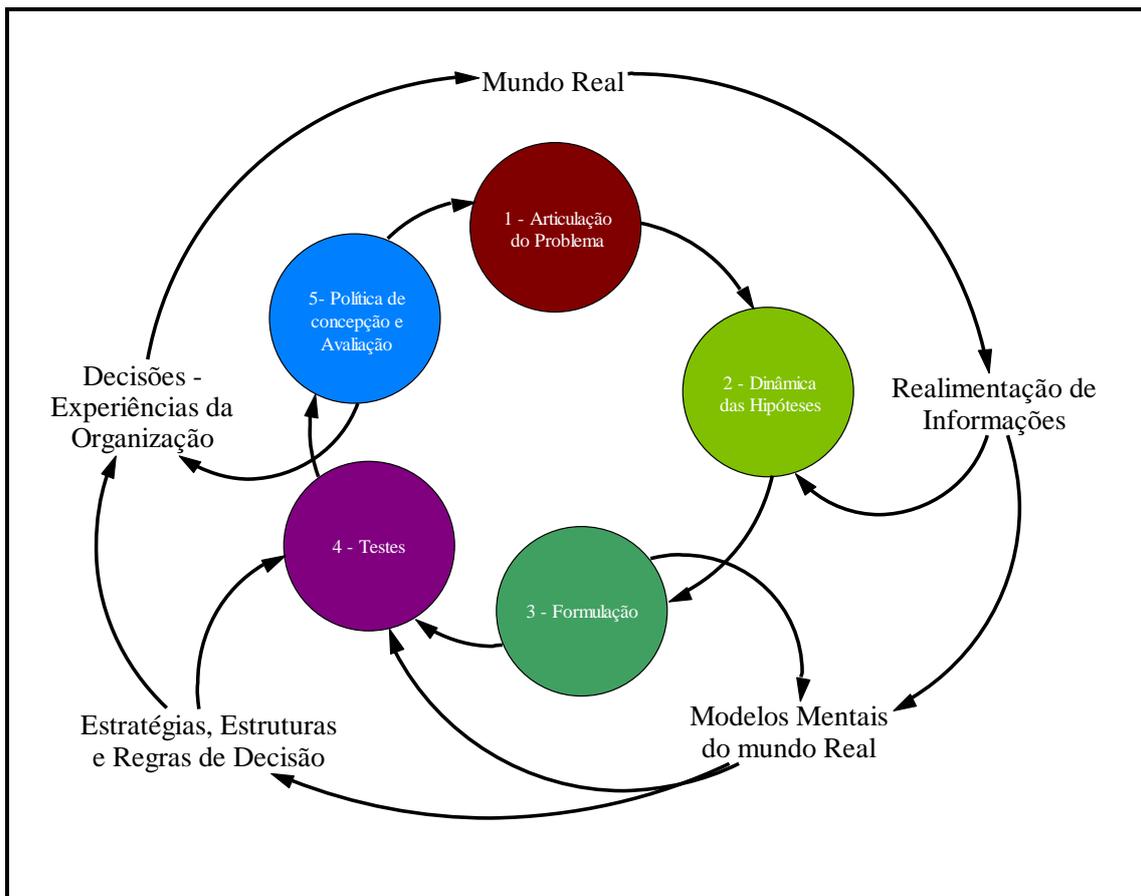


**Figura 8-1:** Processo de Modelagem como um Ciclo Iterativo.

O objetivo inicial determina o limite e o alcance do esforço de modelagem, porém, o que é aprendido com o processo de modelagem pode realimentar o processo para alterar nossa compreensão básica do problema e do propósito do esforço de modelar. Iterações podem ocorrer a partir de qualquer passo para qualquer outro passo (indicado por interconexões no centro do diagrama). Em qualquer processo de modelagem se passará iterativamente por essas etapas várias vezes.

Segundo Sterman (2000), a modelagem é incorporada em um ciclo grande de aprendizagem e ação acontecendo constantemente nas organizações. Modelos de simulação são informados pelos nossos modelos mentais e por informações recolhidas do mundo real. Estratégias, estruturas, e regras de decisão utilizando o mundo real podem ser representadas e testadas no mundo virtual do modelo. Os experimentos e testes são realizados no modelo de realimentação, para alterar os nossos modelos mentais e levar à concepção de novas estratégias, novas estruturas, novas regras de decisão. Estas novas políticas são, então, implantadas e realimentadas no mundo real, e o seu efeito leva a novas descobertas e novas melhorias a ambos, os modelos formais e os modelos mentais. Modelagem não é uma atividade ação-resposta, mas um processo contínuo e cíclico entre o mundo virtual do

modelo e o mundo real da ação conforme ilustrado na Figura 8.2.



**Figura 8-2:** Processo de Modelagem como um Ciclo Iterativo entre o Mundo Virtual e o Mundo Real.

## 8.2 OS MODOS FUNDAMENTAIS EM DINÂMICA DE SISTEMAS

Segundo Albin (1997), a compreensão da estrutura de um sistema, pode complementar a intuição e a capacidade do analista avaliar seu comportamento.

Segundo Sterman (2000) os processos de mudança assumem muitas formas e a variedade de dinâmicas que nos envolve é surpreendente. Imaginamos então que deve existir, correspondentemente uma enorme variedade de diferentes estruturas de realimentação para um rico caminho dinâmico. Na verdade, a maioria das dinâmicas está associada a um pequeno número de padrões distintos de comportamento.

Os principais modos fundamentais de comportamento são o crescimento exponencial, a convergência para um valor de referência, e a oscilação. Cada um

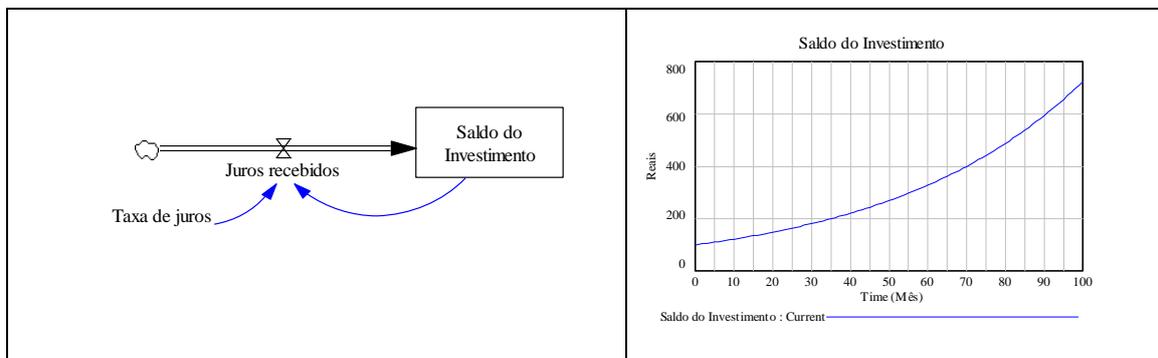
destes modos é gerado por uma estrutura de realimentação simples: o crescimento exponencial, a partir de uma estrutura de realimentação simples; a convergência para um valor de referência surge a partir de uma realimentação negativa e a oscilação surge a partir de uma realimentação negativa com atraso no ciclo.

Outros modos comuns de comportamento incluindo o crescimento em forma de S, o crescimento em forma de S com oscilação e ultrapassagem de limite e com ultrapassagem de limite e colapso, surgem de interações não lineares das estruturas fundamentais de realimentação.

Para um melhor entendimento da estrutura causal de um sistema, Sterman (2000) aponta que devem ser estudados os padrões de comportamento de variáveis-chaves do sistema, denominado modos de referência. Ou seja, identificado um padrão de comportamento procura-se a estrutura que o gera e pode-se modificá-la com o objetivo de eliminar ou amplificar o padrão de comportamento observado.

### 8.2.1 Crescimento Exponencial

O crescimento exponencial é gerado pela realimentação positiva. A variável aumenta a uma taxa percentual fixa, ou seja, quanto maior a quantidade, maior o crescimento, logo maior a taxa líquida de crescimento conformem mostrado na Figura 8.3.



**Figura 8-3:** Crescimento Exponencial –Baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

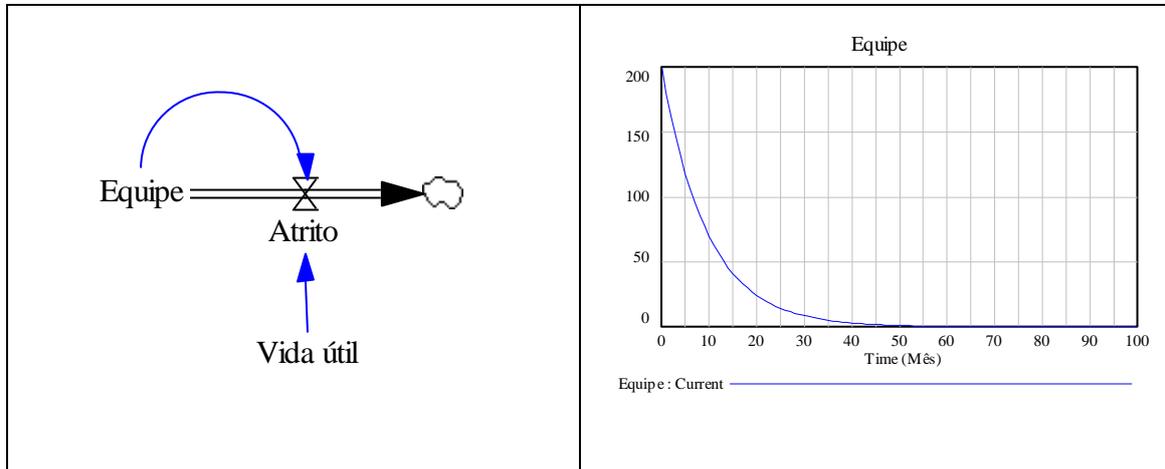
As equações, apresentadas como implantadas no Vensim PLE for Windows, v.5.9e, que regem este comportamento são as seguintes:

$$\text{Saldo do investimento (t)} = \text{INTEGRAL} (\text{juros recebidos (t)}, \text{Saldo do Investimento (t}_0));$$

$$\text{Juros recebidos (t)} = \text{Taxa de juros} * \text{Saldo do Investimento (t-}\Delta\text{t)},$$

Onde  $\Delta t$  representa o passo da simulação, ou seja, o comprimento do intervalo de tempo entre dois instantes consecutivos da simulação.

Com o mesmo tratamento têm-se o decaimento exponencial, que pode ser observado na Figura 8.4.



**Figura 8-4:** Decaimento Exponencial – Baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

Um exemplo de decaimento exponencial é a avaliação do número de funcionários em uma empresa onde não se contrata funcionários e a vida útil dos trabalhadores é de 10 anos.

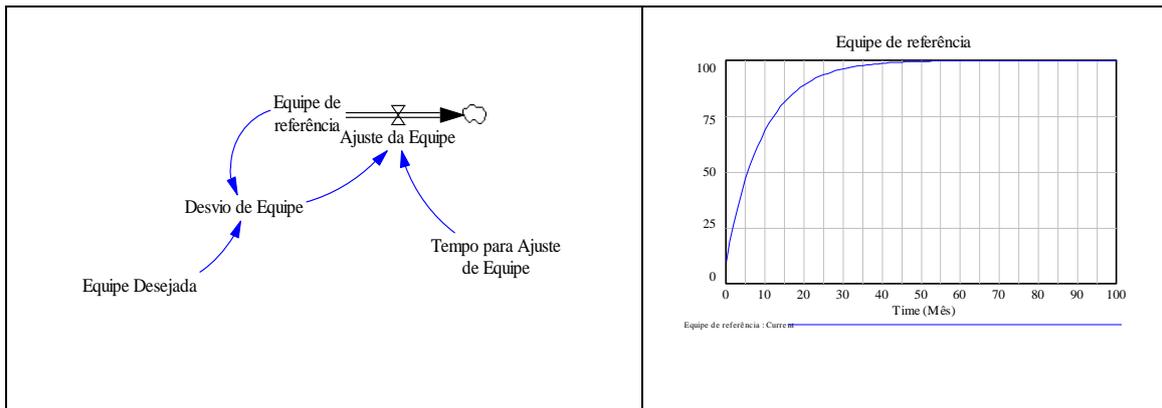
As equações que regem este comportamento são:

$$\text{Equipe}(t) = \text{INTEGRAL}(-\text{Atrito}(t), \text{Equipe}(t_0)),$$

$$\text{Atrito}(t) = \text{Equipe}(t - \Delta t) / \text{Vida útil}$$

### 8.2.2 **Convergência para um Valor de Referência**

Qualquer estrutura de realimentação negativa inclui um processo de comparação entre o objetivo desejado e o atual e tomada de ações corretivas. Na maior parte dos casos, à medida que a discrepância diminui também a taxa com que o sistema tende ao objetivo. Pode-se tomar como exemplo um sistema em que se busca atingir um número determinado de membros em uma equipe, conforme mostrado na Figura 8.5.



**Figura 8-5:** Convergência para um valor de referência – Baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

Neste exemplo o valor inicial encontra-se abaixo do valor de referência, ou seja, existiam 10 funcionários inicialmente, e a equipe desejada era de 100 pessoas.

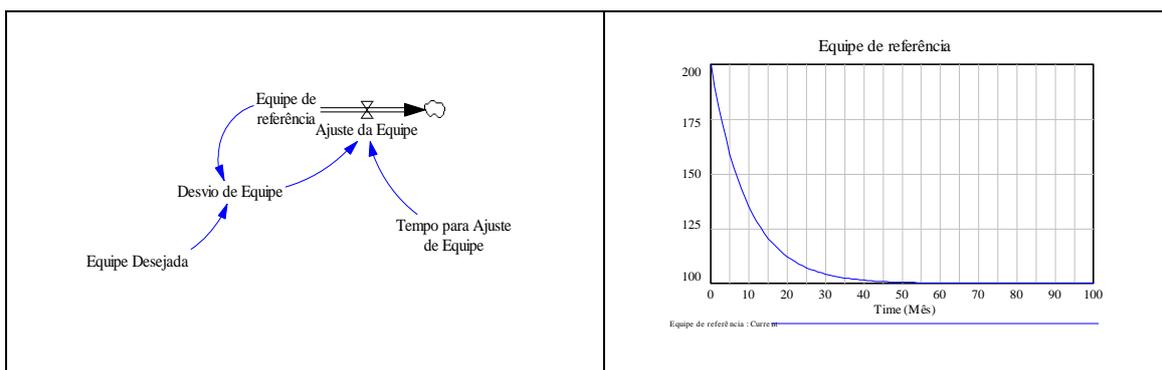
Para este modelo, as equações que regem este comportamento são:

$$\text{Equipe} = \text{INTEGRAL}(\text{ajuste da equipe}(t), \text{Equipe}(t_0))$$

$$\text{Ajuste da equipe}(t) = \text{Desvio de Equipe}(t - \Delta t) / \text{Tempo para ajuste de equipe}$$

$$\text{Desvio de Equipe}(t - \Delta t) = \text{Equipe desejada} - \text{equipe}(t - \Delta t)$$

Para o caso da quantidade inicial de funcionários maior que o objetivo da empresa, a variável *ajuste da equipe* assume valores negativos que geram o gráfico apresentado na Figura 8.6, em que uma equipe de 200 funcionários inicialmente é adaptada a 100 funcionários. Da mesma forma, a taxa de variação da equipe diminui conforme o valor se aproxima do valor da variável *Equipe desejada*.

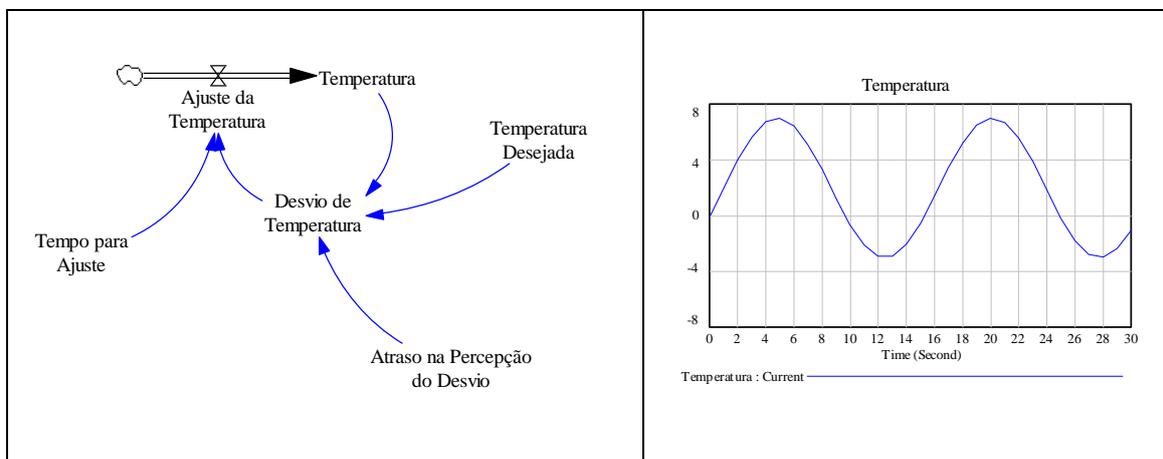


**Figura 8-6:** Convergência para um valor de referência (Valor inicial acima do objetivo) – Baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.2.3 Oscilações em Torno de um Valor de Referência

Assim como o modo fundamental convergência para o valor de referência, a oscilação ocorre em estruturas de realimentação negativa. A diferença é que neste caso ocorrem atrasos entre as relações causais que provocam uma demora na tomada das ações corretivas e nos efeitos das tomadas de decisão que permanecem mesmo depois que a variável atinge o seu nível de equilíbrio.

O estado do sistema é comparado com o seu objetivo e ações corretivas são tomadas para eliminar as discrepâncias. O atraso nos efeitos das ações faz com que o sistema seja corrigido além da sua meta assim sucessivamente, criando um comportamento oscilatório em torno da meta, Figura 8.7.



**Figura 8-7:** Convergência para um valor de referência (Valor inicial acima do objetivo) –Baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

As equações que regem este comportamento são as seguintes:

$$\text{Temperatura}(t) = \text{INTEGRAL}(\text{AjustedeTemperatura}, \text{Temperatura}(t_0))$$

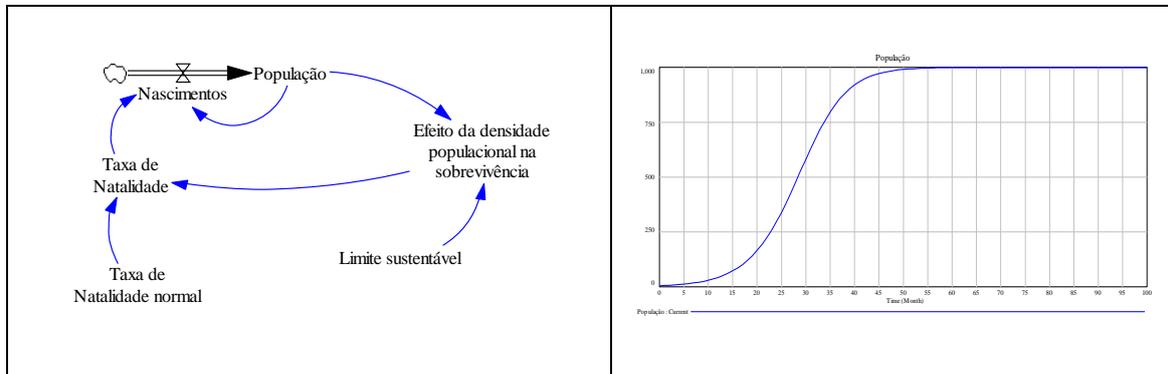
$$\text{AjustedeTemperatura}(t) = \text{DesviodeTemperatura}(t - \Delta t) / \text{TempoparaAjuste}$$

$$\text{DesviodeTemperatura} = \text{DELAY}(\text{TemperaturaDesejada}(t), \text{Atrasona percepção do desvio})$$

### 8.2.3 Crescimento S

O crescimento S ocorre quando há fatores limitantes ao crescimento exponencial. Em um ciclo positivo, por exemplo, a variável cresce exponencialmente em um período inicial, entretanto, a taxa de crescimento decresce gradativamente até atingir um nível de equilíbrio.

Para entender este comportamento, é necessário entender a variável (Limite Sustentável), que também pode ser denominada como capacidade de sustentação. No exemplo da Figura 8.8 esta variável representa o número máximo de indivíduos que um habitat pode suportar e é baseado nos recursos disponíveis no ambiente e na demanda de recursos pela população.



**Figura 8-8:** Crescimento em S –Baseado em SANTOS (2006), utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

As equações que regem este comportamento são as seguintes:

$$\text{População} = \text{INTEGRAL} (\text{Nascimentos} (t - \Delta t), \text{População}(t_0));$$

$$\text{Nascimentos} (t) = \text{População} ((t - \Delta t) * \text{TaxadeNatalidade} (t - \Delta t);$$

$$\text{TaxadeNatalidade}(t) = \text{taxadeNatalidadeNormal} * (1 - \text{EfeitodaDensidade Populaciona Ina Sobrevivência} (t));$$

$$\text{EfeitodaDensidadePopulacionalnaSobrevivência}(t) = \text{População}(t) / \text{LimiteSustentável}.$$

Por meio da figura e das equações apresentadas, pode-se verificar que, conforme a população atinge valores próximos do seu limite sustentável, os recursos per-capita diminuem gradativamente, provocando um aumento do efeito da densidade populacional na sobrevivência e conseqüente uma menor taxa de natalidade até que exista recursos per capita suficientes de forma a balancear a quantidade de indivíduos desta população, atingindo assim o equilíbrio.

### 8.3 OS DIAGRAMAS DE ESTOQUE E FLUXO

Neste item serão apresentados os diagramas de laços causais dos modelos construídos neste trabalho.

Ao contrário da área de gerenciamento de projetos, na qual aplicações de

dinâmica de sistemas são comuns e os processos de gerenciamento de um projeto são bem estabelecidos, como os apresentados por Abdel – Hamid e Madnick (1991), na área de aplicação deste estudo não há muitas referências passíveis de adaptações. Neste sentido os diagramas apresentados aqui foram elaborados a partir dos diagramas de laços causais apresentados no capítulo 7, e do comportamento das principais variáveis no tempo.

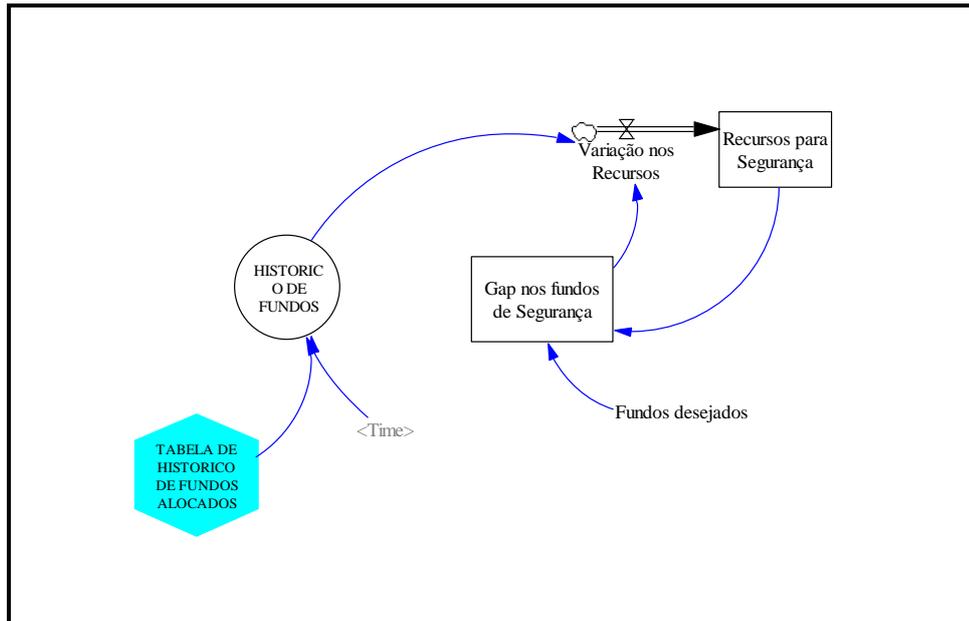
Segundo SANTOS (2006) os softwares disponíveis para aplicação da dinâmica de sistemas na criação de modelos de simulação não requerem um conhecimento de informática avançado para sua utilização. Sendo necessário apenas o conhecimento da teoria da Dinâmica de Sistemas.

Hoje, no mercado existem quatro softwares (plataformas) desenvolvidos para a construção e simulação de modelos utilizando a dinâmica de sistemas: *Dynamo*, *Ithink/Stella*, *Powersim* e *Vensim*, além de outros ambientes de modelagem e simulação.

Por meio destas plataformas, o usuário obtém os meios necessários para a criação de modelos, realização de testes e análise gráfica, bem como a aplicação de políticas, por meio de modificações estruturais no modelo, a fim de analisar o seu comportamento. Neste trabalho se utilizou o software Vensim PLE for Windows, v.5.9 para uso educacional.

### **8.3.1 A alocação de Recursos para Segurança**

A alocação de recursos na área de segurança do ciclo de combustível nuclear seguiu o padrão de alocação de recursos da AIEA (2010). E levou tomou como premissa que os recursos alocados para a segurança na maioria das vezes estão aquém dos recursos realmente necessários.



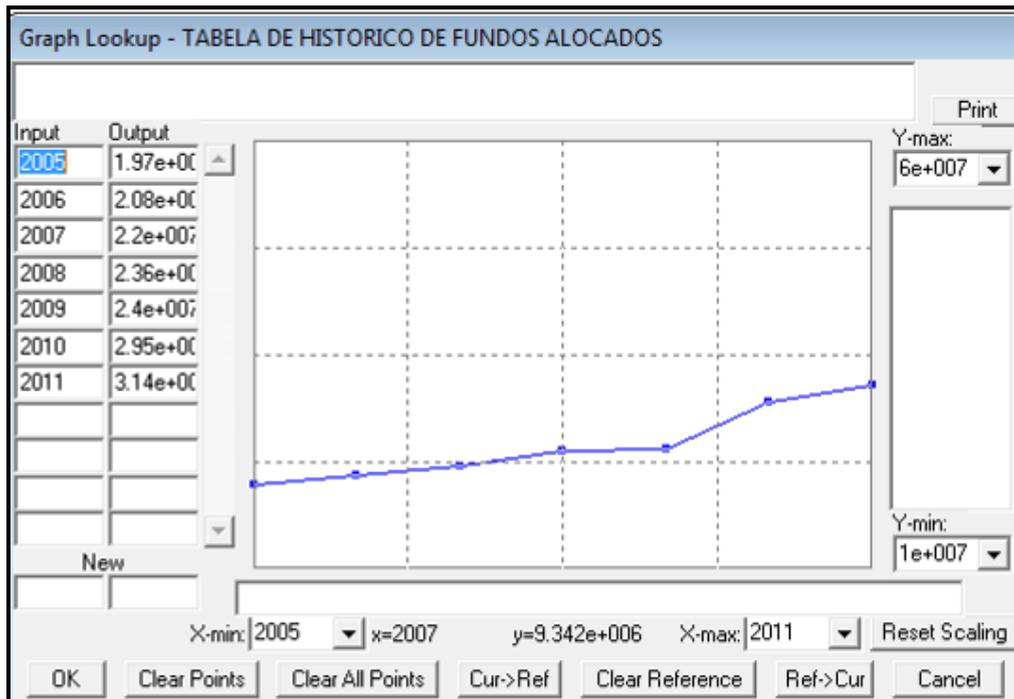
**Figura 8-9:** Diagrama de Estoque e Fluxos – Alocação de Recursos utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

As equações que regem este comportamento são as seguintes<sup>4</sup>:

- ✓ Recursos Para Segurança=INTEGRAL(Variação nos recursos(t- $\Delta t$ ),FundosAlocados( $t_0$ ));
- ✓ Variação nos recursos (t-  $\Delta t$ ) = Histórico de fundos-GAP nos fundos de segurança;
- ✓ GAP nos fundos de segurança=FundosDesejados - Recursos Para Segurança;
- ✓ FundosDesejados =€ 3.2 M.

O Histórico de Fundos Alocados segue o apresentado na Figura 8.10, que apresenta a alocação de fundos para a segurança em instalações do ciclo do combustível nuclear (AIEA, 2010).

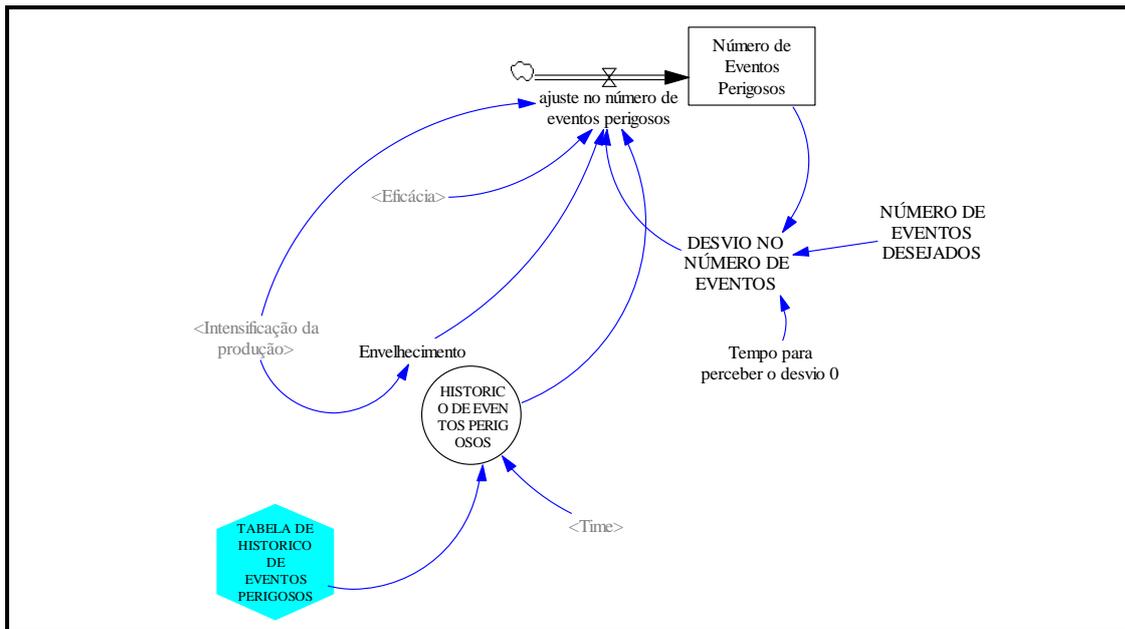
<sup>4</sup> As equações estão apresentadas conforme utilizadas no VENSIM



**Figura 8-10:** Tabela de Histórico de Fundos Alocados no intervalo de 2005 a 2011. Utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.3.2 Número de Eventos Perigosos

A dinâmica do número de eventos perigosos foi modelada conforme apresentado na Figura 8.11



**Figura 8-11:** Diagrama de Estoque e Fluxos – Número de Eventos Perigosos - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

Neste modelo, a partir dos dados históricos de eventos no período de 2005 a 2011 varia-se o número de eventos perigosos é influenciado pela intensificação da produção, pela taxa de envelhecimento e eficácia da organização de segurança.

Foram utilizados dados históricos de eventos, a partir de relatórios de análise causa raiz. A Figura 8-12 mostra a distribuição dos eventos no período estudado (2005 a 2011).

As equações que regem este comportamento são as seguintes:

- ✓ Número de eventos perigosos = INTEGRAL (ajuste no número de eventos perigosos (t- Δt), número de eventos perigosos (t0))
- ✓ Ajuste no número de eventos perigosos (t- Δt) = (HISTÓRICO DE EVENTOS PERIGOSOS - DESVIO NO NÚMERO DE EVENTOS) \* Envelhecimento \* Intensificação da produção \* Eficácia
- ✓ Desvio no número de eventos perigosos = DELAY1((Número de Eventos Perigosos - NÚMERO DE EVENTOS DESEJADOS), Tempo para perceber o desvio 0)
- ✓ NÚMERO DE EVENTOS DESEJADOS = 7
- ✓ Tempo para perceber o desvio 0 = 1
- ✓ Envelhecimento = IF THEN ELSE(Intensificação da produção >= 1.5, 1.5, 1.1)



### 8.3.3 Importância da Organização de Segurança

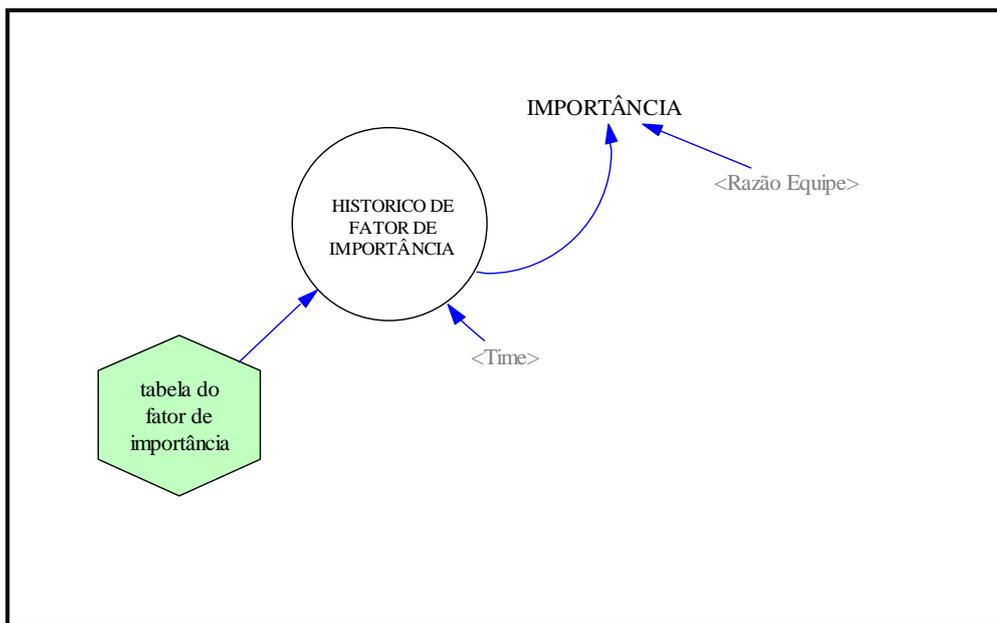
Por ser uma organização com cultura de segurança nível 1, conforme mencionado anteriormente, a organização de segurança apresenta pouca ou nenhuma importância.

O descumprimento de procedimentos operacionais, ordens de serviços gera um fator que mede a influência da organização de segurança.

Se a cada ano o número de eventos relacionados à importância da organização de segurança for superior a 20% do número total de eventos no ano, a prática operacional será atenuada em 20%.

A importância é também influenciada pela dinâmica de competência e recursos humanos. E a variável de entrada neste sistema é a razão entre a equipe total e a equipe ideal. Sempre que a equipe total é menor que 20% da equipe ideal, a importância é atenuada em 20%.

A Figura 8-13 apresenta o modelo dinâmico para o fator de importância.



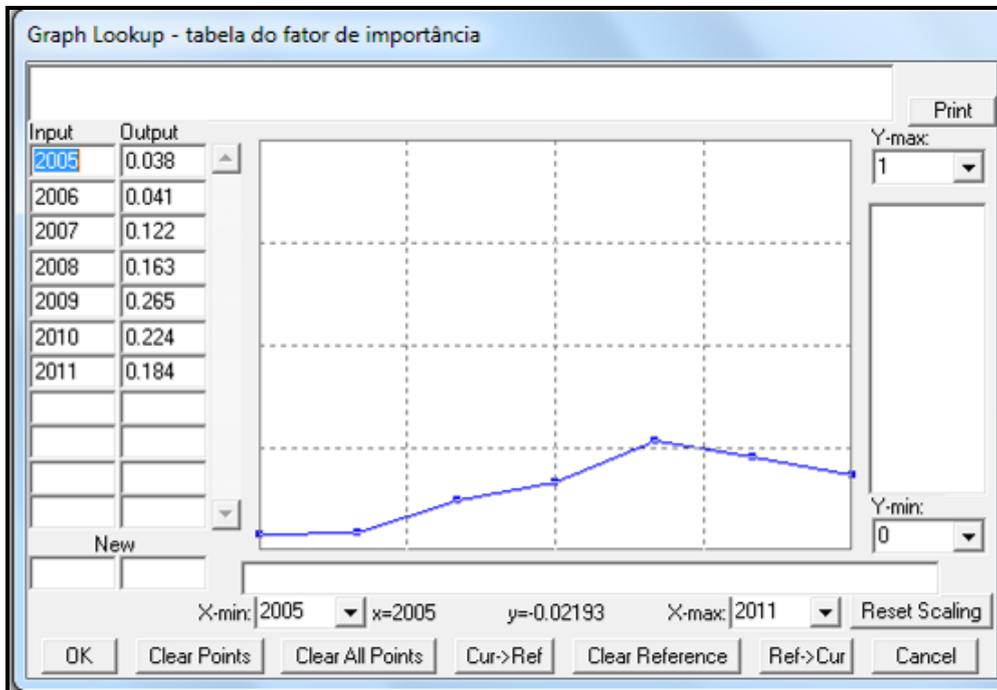
**Figura 8-13:** Diagrama de Estoque e Fluxos – Importância da Organização de segurança - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

As equações que regem este comportamento são as seguintes:

Importância = IF THEN ELSE(HISTORICO DE FATOR DE IMPORTANCIA >= 0.2, 0.8, 1) \* IF THEN ELSE(Razão Equipe >= 0.8, 1.2, 0.8)

Onde o Histórico de fator de importância é apresentado na Figura 8-14, enquanto a Razão Equipe é definida por:

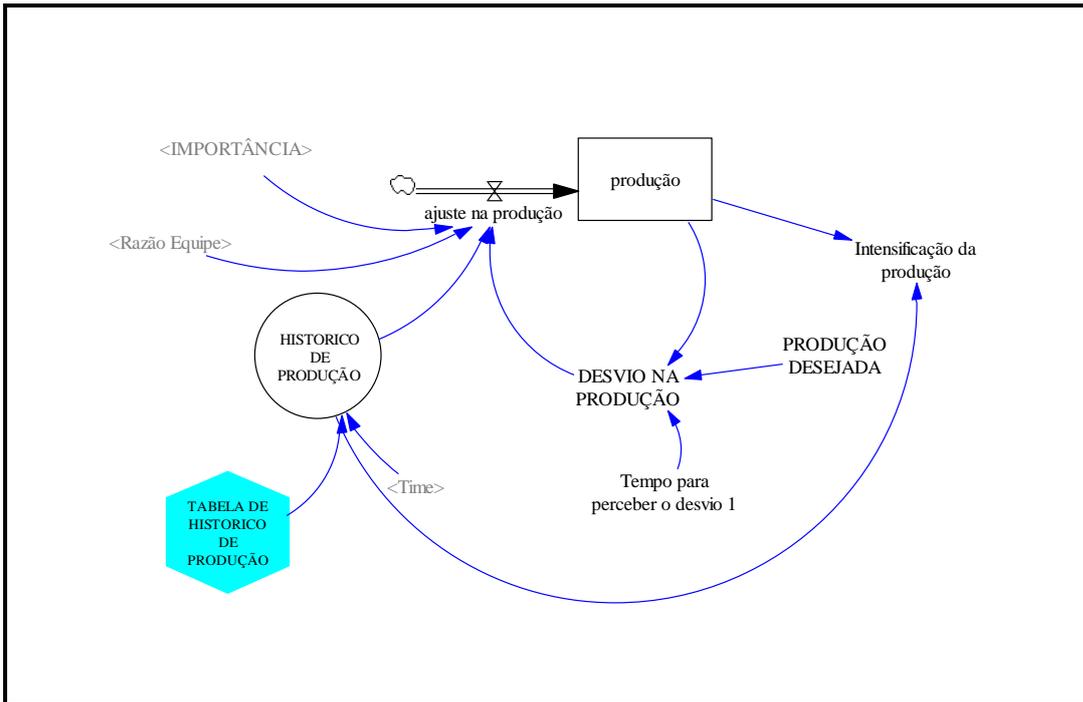
$$\text{Razão Equipe} = \text{Equipe total/Equipe Ideal.}$$



**Figura 8-14:** Tabela de Histórico de Fator de Importância no intervalo de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.3.4 *Produção*

Para avaliar a dinâmica entre a intensificação da prática operacional com a perda da segurança, partiu-se da premissa de que uma extensa prática operacional aumenta o número de eventos perigosos. E a variável escolhida foi a produção. Utilizou-se como dado de entrada um histórico de produção no período estudado, 2005 a 2011 como pode ser vistos nas Figuras 8.15 e 8.16.



**Figura 8-15:** Diagrama de Estoque e Fluxos – Produção - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

Aqui o ajuste na produção, a partir do histórico de produção, é influenciado pela importância da organização de segurança, da relação entre a equipe total e a equipe ideal e o desvio na produção em relação a produção desejada.

As equações que regem este comportamento são as seguintes:

- ✓  $Produção = INTEGRAL(ajuste\ na\ produção(t - \Delta t), produção(t_0))$
- ✓  $ajuste\ na\ produção(t - \Delta t) = (HISTORICO\ DE\ PRODUÇÃO - DESVIO\ NA\ PRODUÇÃO) * IMPORTÂNCIA * IF\ THEN\ ELSE(Razão\ Equipe \geq 0.8, 1.1, 0.9)$
- ✓  $DESVIO\ NA\ PRODUÇÃO = DELAY1((produção - PRODUÇÃO\ DESEJADA), Tempo\ para\ perceber\ o\ desvio\ 1);$
- ✓  $PRODUÇÃO\ DESEJADA = 3500\ TON/ano.$

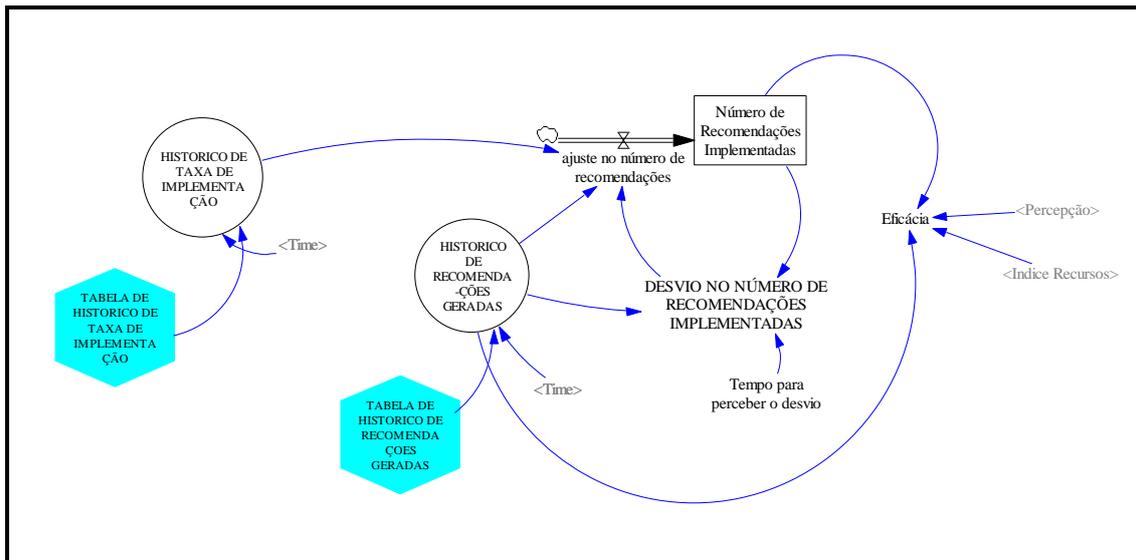
Onde o Histórico de Produção é apresentado na figura 8-14 e o tempo para perceber o desvio foi considerado de 1 ano.



**Figura 8-16:** Tabela de Histórico de Produção no intervalo de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.3.5 Eficiência / Eficácia da Organização de Segurança

Para avaliar as relações dinâmicas da eficácia/eficiência da organização de segurança foi escolhida como variável o número de recomendações implantadas em relação ao número de recomendações geradas. O sub-sistema foi modelado conforme a Figura 8-17.



**Figura 8-17:** Diagrama de Estoque e Fluxos – Eficiência/Eficácia - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

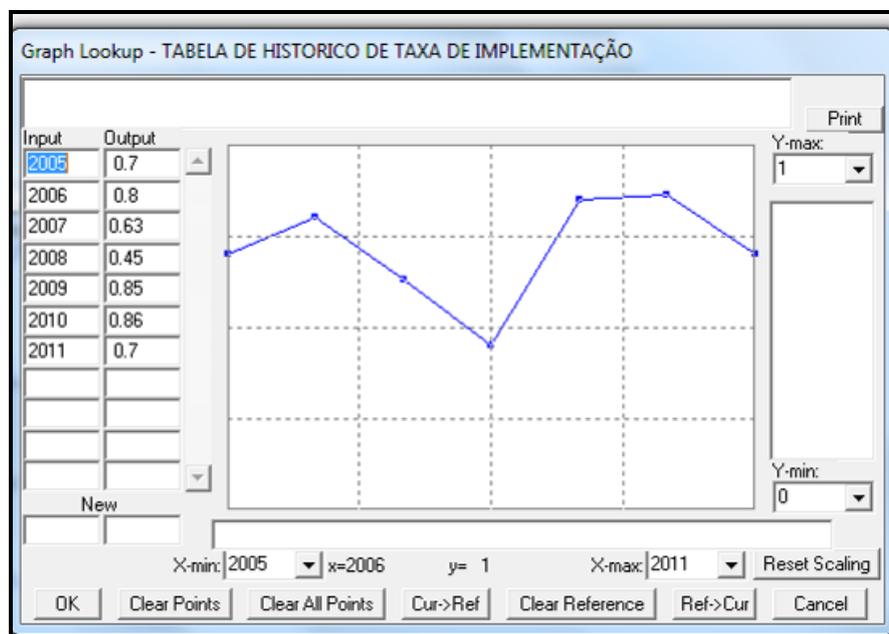
As equações que regem este comportamento são as seguintes:

- ✓  $\text{Número de Recomendações Implementadas} = \text{INTEGRAL}(\text{ajuste no número de implementações}(t - \Delta t), \text{Número de Recomendações Implementadas}(t_0))$
- ✓  $\text{ajuste no número de implementações}(t - \Delta t) = ((\text{HISTORICO DE RECOMENDAÇÕES GERADAS}) * (\text{HISTORICO DE TAXA DE IMPLEMENTAÇÃO})) - \text{DESVIO NO NÚMERO DE RECOMENDAÇÕES IMPLEMENTADAS}$
- ✓  $\text{DESVIO NO NÚMERO DE RECOMENDAÇÕES IMPLEMENTADAS} = \text{DELAY1}((\text{Número de Recomendações Implementadas} - \text{HISTORICO DE RECOMENDAÇÕES GERADAS}), \text{Tempo para perceber o desvio};$
- ✓  $\text{Eficácia} = \text{IF THEN ELSE}(\text{HISTORICO DE RECOMENDAÇÕES GERADAS} - \text{Número de Recomendações Implementadas} = 0, 1, 0.7) * \text{Percepção} * \text{Índice Recursos}.$

Onde o HISTORICO DE RECOMENDAÇÕES GERADAS e o HISTORICO DE TAXA DE IMPLEMENTAÇÃO são apresentados nas figuras 8-18 e 8-19, respectivamente. O tempo para perceber o desvio foi considerado de 1 ano.



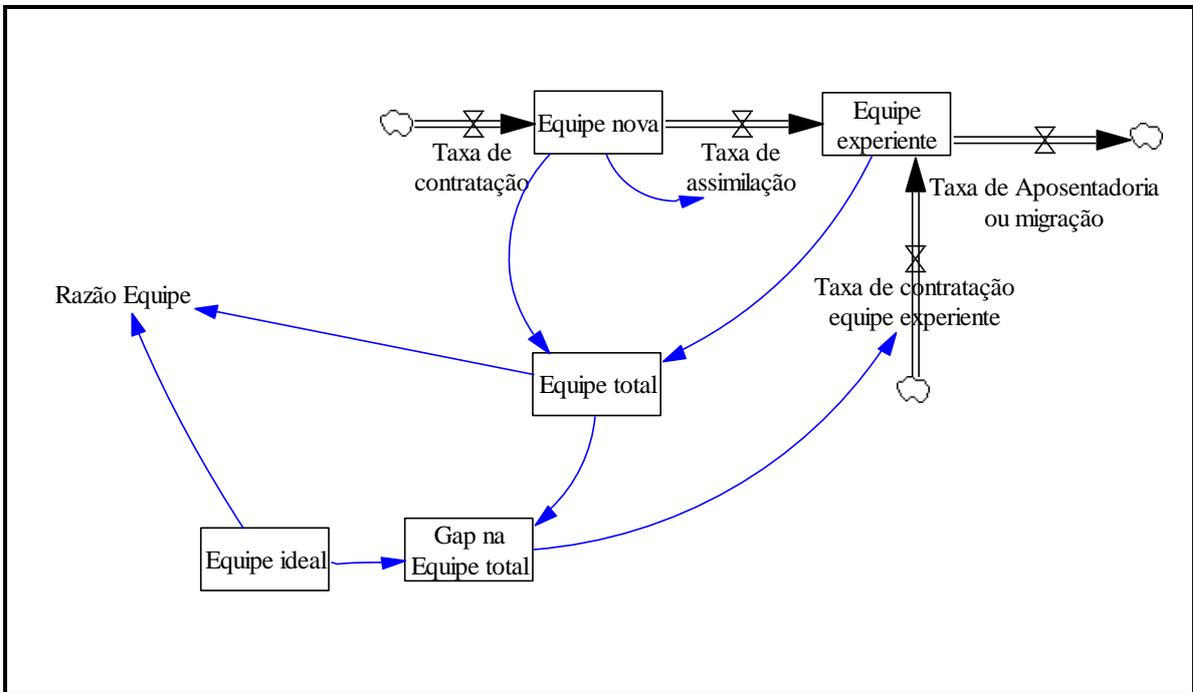
**Figura 8-18:** Tabela de Histórico de Recomendações Geradas de 2005 a 2011. Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-19:** Tabela de Histórico de Taxa de Implementação de 2005 a 2011. Elaborado pelo autor utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.3.6 Competência e Recursos Humanos

O gerenciamento de recurso humano e suas implicações na segurança foi modelado conforme apresentado na Figura 8-20.



**Figura 8-20:** Diagrama de Estoque e Fluxos – Competência e Recursos Humanos - Elaborado pelo autor utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

As equações que regem este comportamento são as seguintes:

- ✓ Equipe Nova=INTEGRAL(Taxa de contratação-Taxa de assimilação);
- ✓ Taxa de contratação =246/ano;
- ✓ Taxa de assimilação = Equipe Nova\*0.8;
- ✓ Equipe Experiente = Taxa de assimilação+Taxa de contratação equipe experiente-Taxa de Aposentadoria ou migração;
- ✓ Taxa de contratação equipe experiente = INTEGRAL (Gap na Equipe Total);
- ✓ Taxa de Aposentadoria ou migração = 69/ano;
- ✓ Gap na Equipe Total = Equipe ideal-Equipe total;
- ✓ Equipe Ideal = 1'592/ano;
- ✓ Razão Equipe = Equipe total/Equipe ideal

### **8.3.7 Risco**

Para avaliar o comportamento do risco em relação ao número de eventos perigosos, utilizou-se a pirâmide de eventos apresentada pela Dupont onde para cada 3000 incidentes, tem-se um acidente com fatalidades. Com essa relação, estabeleceu-se a frequência de acidente em função do número de eventos perigosos. O Risco foi definido como o produto da probabilidade de fatalidades pela frequência de acidente e a probabilidade de fatalidade decorrente de um acidente em instalação do ciclo do combustível nuclear foi estimada em 0,002 mortes por eventos, baseada nos dados históricos apresentado no item 2.2 deste estudo.

Foi assumido baseado na experiência do autor, que a percepção de sucesso aumenta sempre que o risco fica menor que  $1e-5$ /ano (valor normalmente utilizado como critério de tolerabilidade de riscos para instalações fixas) (HSE, 1987), estabelecendo-se que quando o risco fica menor que  $1,0E-05$ /ano a percepção aumenta a eficácia e a alocação de recursos em 20%, caso contrário, a eficácia e a alocação de recursos são pioradas em 20%.

## **8.4 APLICAÇÃO**

### **8.4.1 O Sistema Estudado**

Para atender ao último item dos objetivos específicos propostos no item 6.2 foi desenvolvido o modelo aplicado a uma instalação fictícia do ciclo do combustível nuclear, cuja estrutura atende aos demais objetivos apresentado no item 6.2 supracitado.

Conforme citado no item 5.1, o segredo que cerca as instalações do ciclo dificultando a padronização e divulgação de requisitos de segurança, foi também um complicador para a coleta de dados. Não existe uma cultura de publicar indicadores de desempenho para as instalações do ciclo.

Foram utilizados dados de histórico de acidentes, produção, recursos humanos e ações da organização reguladora, e envelhecimento das seguintes referências: CEA(2008); CEA(2009); CEA(2010); AIEA (2011); NEA(2006); AIEA (2002); RIO TINTO (2011); CIPRIANI(2002), CONTE(2009).

Os dados foram analisados e tratados à luz da experiência adquirida pelo autor atuando com regulador. Muito comum em estudos de dinâmica de sistemas, as entrevistas não foram utilizadas, já que profissionais que atuam no ciclo do combustível nuclear, não tem simpatia, ou possuem restrições para falar de suas atividades.

A base de dados utilizada compreende o período de 2005 a 2011 e espera-se com as simulações avaliar o comportamento do modelo nos próximos 5 anos.

Admitindo como modelo real aquele em que os dados das variáveis exógenas são apresentados sem o recurso da simulação, Tabela 8.1, e comparando os resultados da simulação com o modelo estudado, pode-se verificar através da Tabela 8.2 gerada com dados produzidos pelo Vensim PLE for Windows, v.5.9e, Figura 8.21, que as simulações apresentam resultados afastados dos valores reais. Entretanto, o comportamento dinâmico das variáveis, foco do estudo, é satisfatório. Outro aspecto relevante na avaliação dos resultados obtidos é a qualidade dos dados utilizados.

Para a variável equipe total, inicialmente foi previsto um número para o ano de 2005,  $t=t_0$  e esperava-se que ela apresentasse valores em torno da variável equipe ideal, igual a 1592 trabalhadores.

**Tabela 8.1:** Dados utilizados como dados de entrada (Modelo real)

Ano	Produção (TON/ano)	Número de Eventos	Risco (fatalidades/ano)
2005	2900	6	4,00E-06
2006	3617	9	6,00E-06
2007	3046	14	9,33E-06
2008	4108	18	1,20E-05
2009	4150	8	5,33E-06
2010	3628	13	8,67E-06
2011	3203	-	-

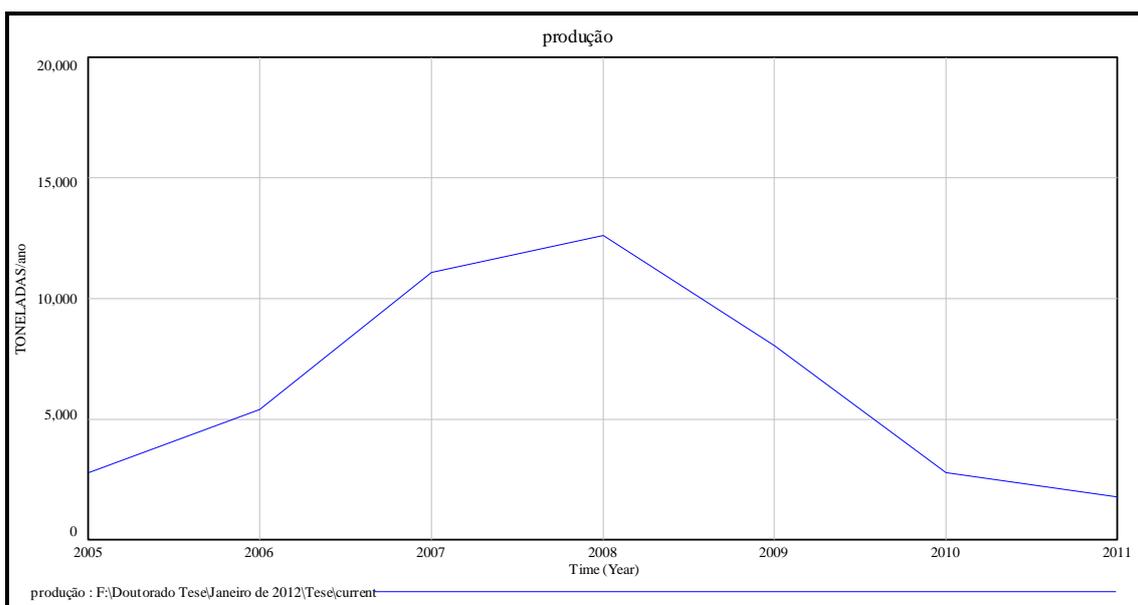
**Tabela 8.2:** Resultados gerados pela simulação realizada com o aplicativo Vensim.

Tempo (ano)	Número de Eventos Perigosos	Produção (TON/ano)	Equipe total (número de trabalhadores)	Risco (fatalidade/ano)
<b>2005</b>	3	2800	939	2E-006
2006	12.57	5680	2278	8,38E-006
2007	20.2192	10860.4	4406	1,34795E-005
2008	21.6756	11899.6	6670	1,44504E-005
2009	22.7027	8047.12	9070	1,51351E-005
2010	20.6035	3927.18	11606	1,37356E-005
2011	19.0654	3044.83	14278	1,27103E-005

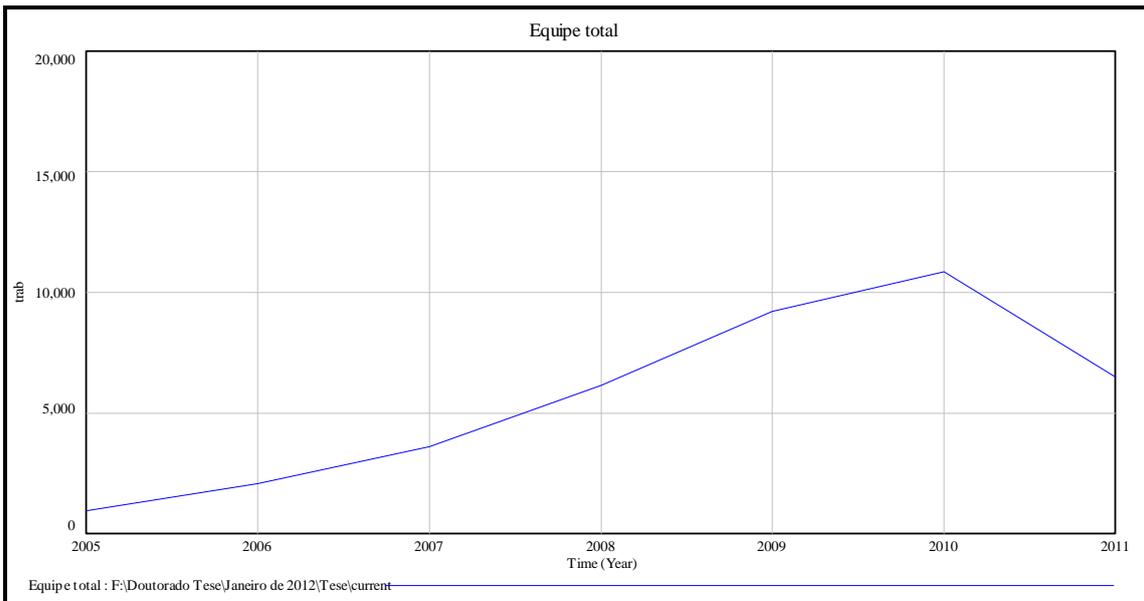
Time (Year)	Número de Eve	"produção" Runs:	produção	"Equipe total" Runs:	Equipe total	"Risco" Runs:	Risco
2005	3		2800		939	current	2e-006
2006	12.57	current	5680	current	2278		8.38e-006
2007	20.2192		10860.4		4406		1.34795e-005
2008	21.6756		11899.6		6670		1.44504e-005
2009	22.7027		8047.12		9070		1.51351e-005
2010	20.6035		3927.18		11606		1.37356e-005
2011	19.0654		3044.83		14278		1.27103e-005

**Figura 8-21:** Tela com resultado de simulação (Vensim PLE for Windows, v.5.9e).

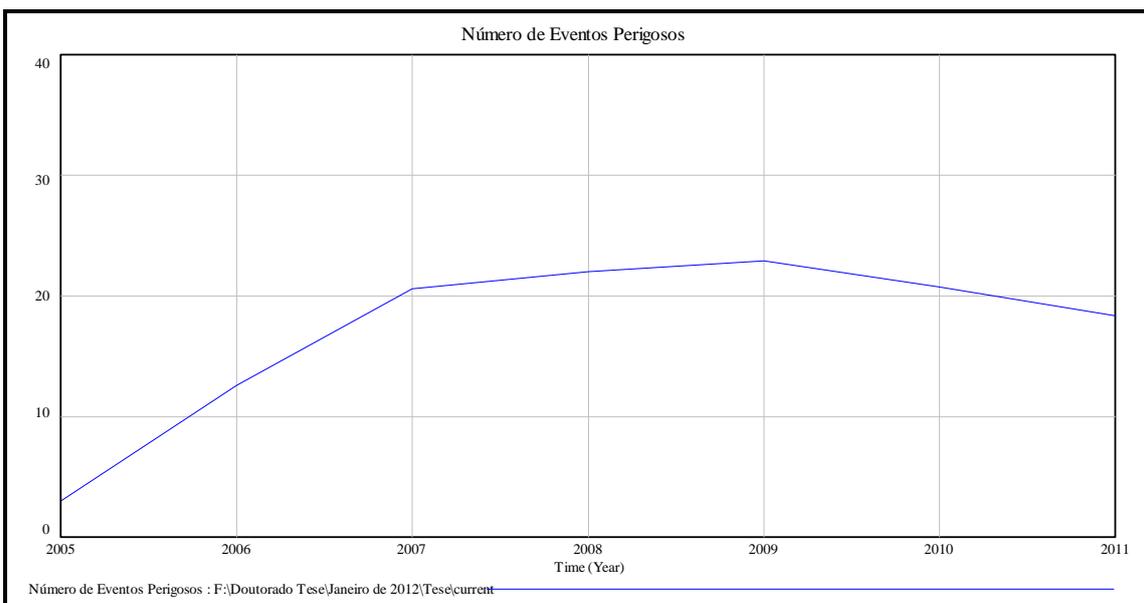
A seguir apresenta-se o comportamento dinâmico do modelo para as principais variáveis, Figuras 8.22 a 8.25.



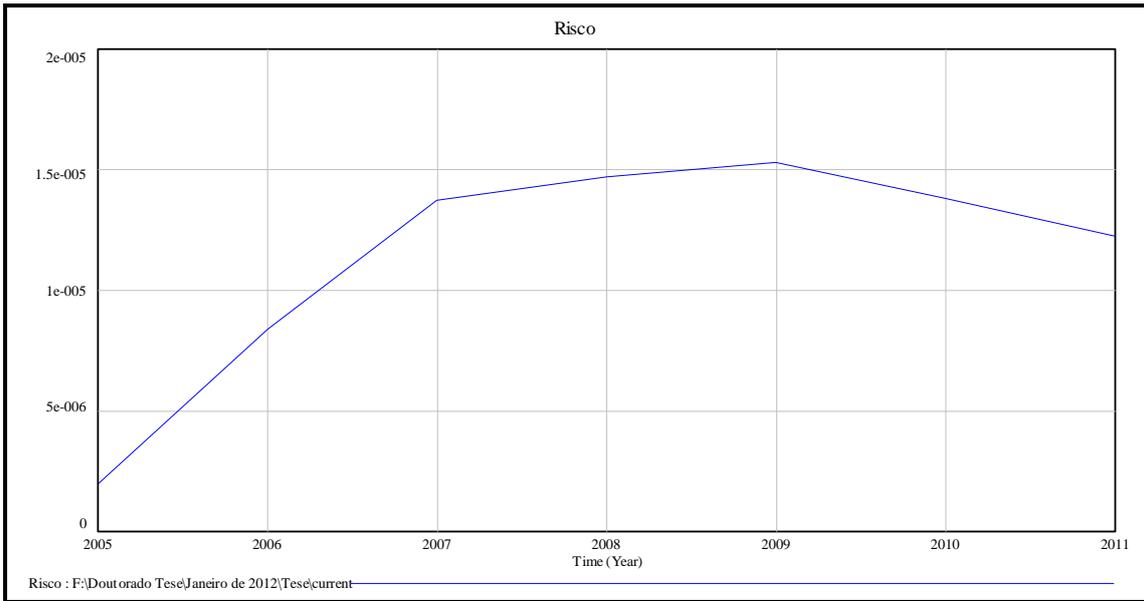
**Figura 8-22:** Comportamento dinâmico da variável produção - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-23:** Comportamento dinâmico da variável equipe total - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-24:** Comportamento dinâmico da variável número de eventos perigosos - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-25:** Comportamento dinâmico da variável risco - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

## 8.5 ANÁLISE DE POLÍTICAS

Segundo STERMAN(2000) A concepção da política é muito mais do que mudar os valores dos parâmetros, inclui a criação de estratégias, estruturas e regras de decisão inteiramente novas. Desde que a estrutura de realimentação de um sistema determine sua dinâmica, a maioria das políticas implicarão na alteração dos ciclos de realimentação dominantes redesenhando as estruturas de estoque e fluxo, eliminando atrasos de tempo, mudando o fluxo e a qualidade das informações disponíveis em pontos chaves de decisão, ou reinventando fundamentalmente o processo de tomada de decisão.

A robustez das políticas e da sua sensibilidade às incertezas em parâmetros do modelo e estrutura deve ser avaliada, incluindo a sua performance sobre uma ampla gama de cenários alternativos. As interações entre políticas de diferentes também devem ser considerados, pois, uma vez que os sistemas reais são altamente não-lineares, o impacto da combinação de políticas geralmente não configura a soma de seus impactos isolados. Muitas vezes, as políticas interferem umas nas outras e às vezes, reforçam-se mutuamente, gerando resultados substancialmente diferentes dos observados anteriormente.

Em função do resultado da elicitação de especialistas apresentado no item 7.3, excluindo o risco, que é considerado uma variável endógena, cujo comportamento

surge da dinâmica do modelo, foram selecionadas três variáveis para simulação, considerando a importância relativa crescente: Alocação de recursos, Importância da Organização de Segurança e Eficácia da organização de Segurança.

Foram avaliadas políticas de melhorias em parâmetros que modificam o comportamento dinâmico destas variáveis, para observar suas consequências no modelo.

### **8.5.1 Melhoria da Importância da Organização de Segurança**

Foi testada no modelo uma política de melhoria da importância da organização de segurança. Por se tratar de organizações com cultura de segurança nível II como já mencionado no item 5.1, a organização de segurança apresenta pouca ou nenhuma importância na manutenção do nível de segurança destas instalações. Neste modelo, a importância da organização de segurança foi medida em função do número de eventos perigosos relacionados ao descumprimento de procedimentos operacionais, ordens de serviço e práticas de trabalho seguro. À medida que o fator importância cresce espera-se que a produção diminua junto com o número de eventos perigosos. No modelo sempre que o número de eventos relacionados à importância da organização de segurança é maior que 20% o ajuste da produção é atenuado em 20%. A política de melhoria foi testada simulando uma melhoria no fator importância de 50% .

**Tabela 8.3:** Definição da Política 1 em relação a base

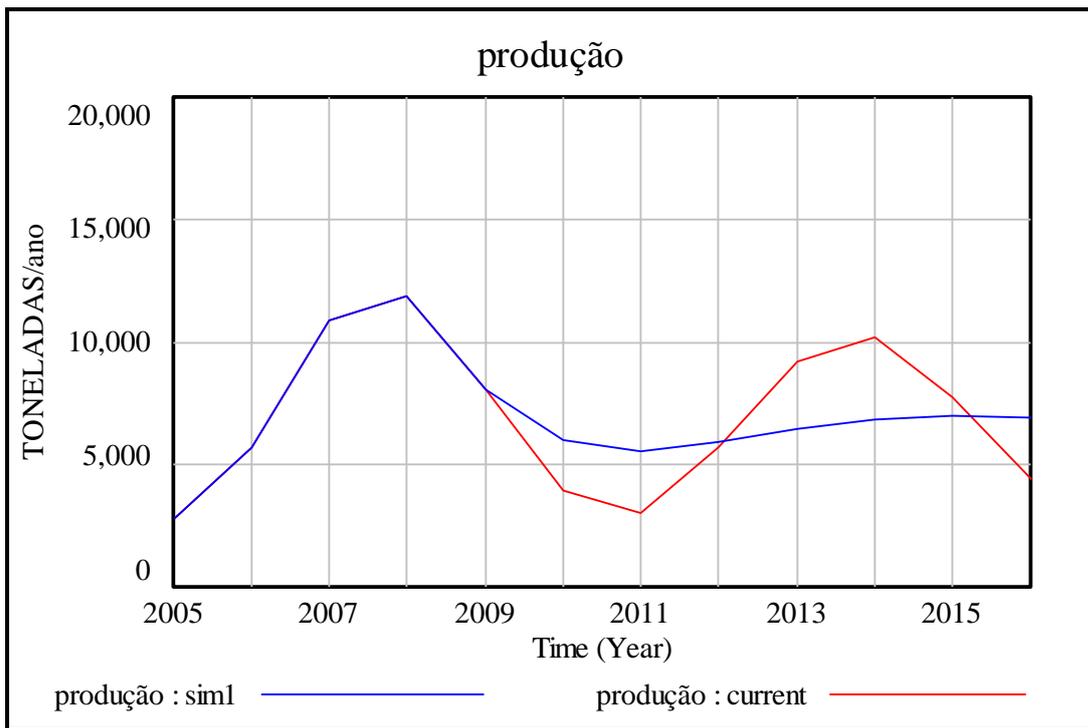
Modelo	Definição
Base	Dos 65 eventos estudados, 49 tinham suas causas relacionadas à importância.
Política 1	Melhora da importância em 50% admitindo-se que apenas 25 eventos estejam relacionados ao fator importância

Para a política 1 foram encontrados os resultados apresentados na Tabela 8.3.

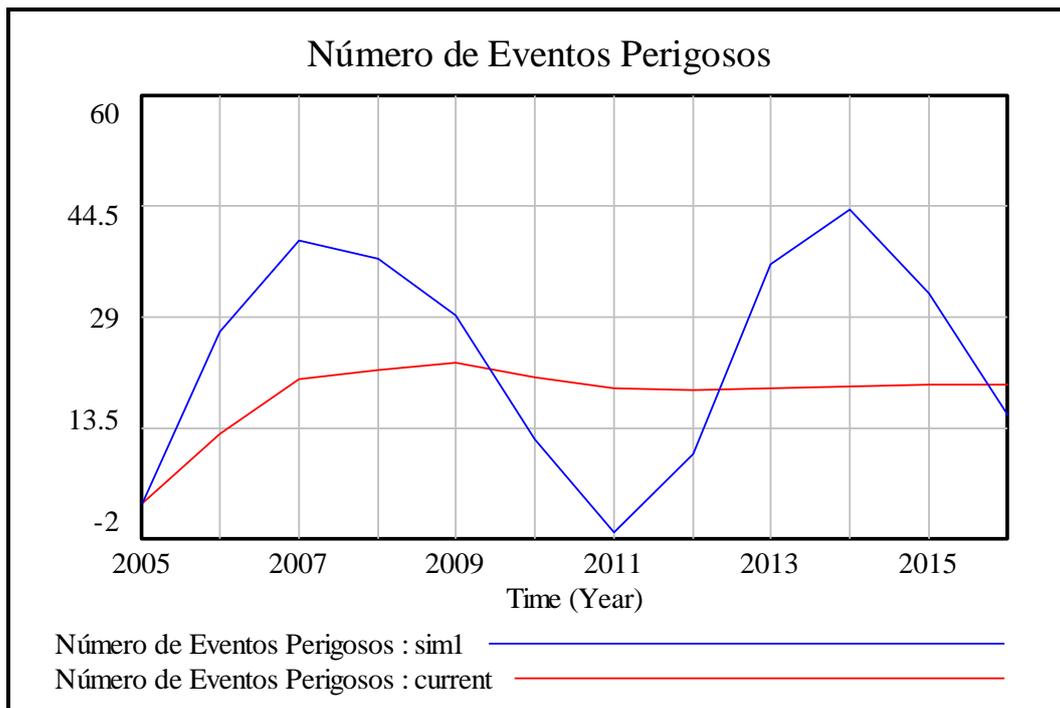
**Tabela 8.4:** Resultados gerados pela simulação para o período de 2005 a 2016 implementando melhoria na importância da organização de segurança

Ano	Número de Eventos Perigosos		Produção		Risco		Equipe total	
	Sim 1	current	Sim 1	current	Sim 1	current	Sim 1	current
2005	3	3	2800	2800	2,00E-06	2,00E-06	939	939
2006	26,93	12,57	5680	5680	1,80E-05	8,38E-06	2278	2278
2007	39,67	20,22	10860	10860.4	2,64E-05	1,35E-05	5685.5	4406
2008	37,11	21,68	11899	11899.6	2,47E-05	1,45E-05	9529	6670
2009	29,23	22,70	8047	8047.12	1,95E-05	1,51E-05	13808.5	9070
2010	11,85	20,60	5987	3927.18	7,90E-06	1,37E-05	18524	11606
2011	10,77	19,07	5545	3044.83	7,18E-07	1,27E-05	23675.5	14278
2012	9,80	18,67	5889	5709.61	6,53E-06	1,24E-05	29263	17086
2013	36,28	19,00	6445	9221.46	2,42E-05	1,27E-05	35286.5	20030
2014	44,08	19,28	6835	10175.1	2,94E-05	1,29E-05	41746	23110
2015	32,34	19,48	6959	7757.39	2,16E-05	1,30E-05	48641.5	26326
2016	15,27	19,66	6896	4424.16	1,02E-05	1,31E-05	55973	29678

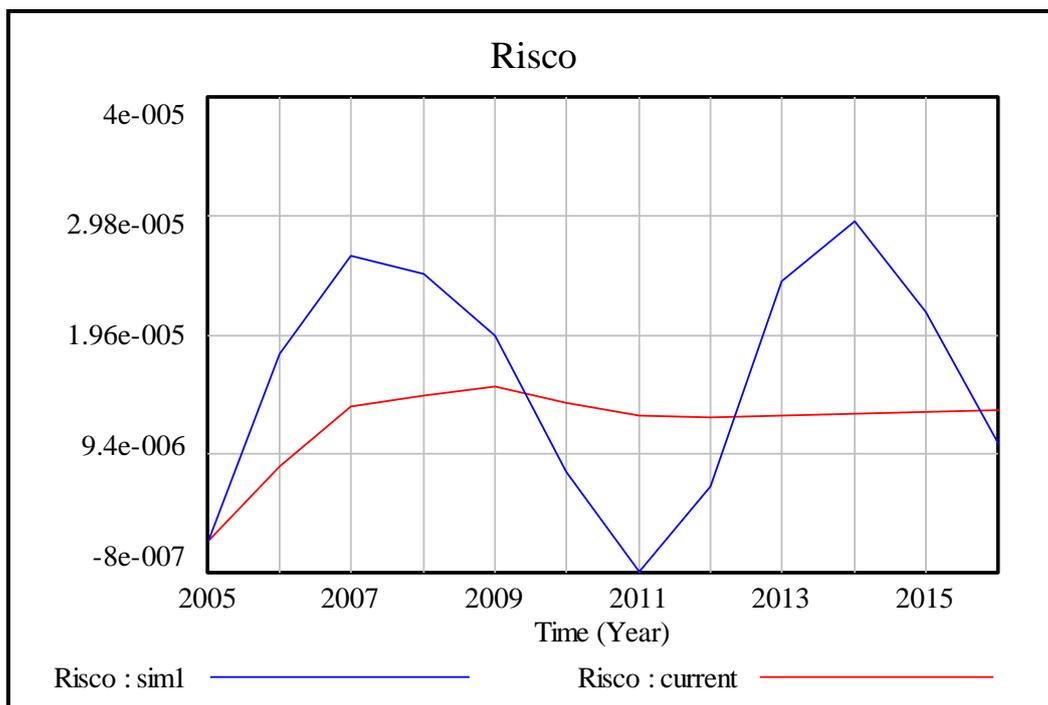
As Figuras 8.26 a 8.29 apresentam o comportamento das principais variáveis para a simulação padrão no período de 2005 a 2016 (current) em confronto com o comportamento da implementação da política 1 no mesmo período (sim1).



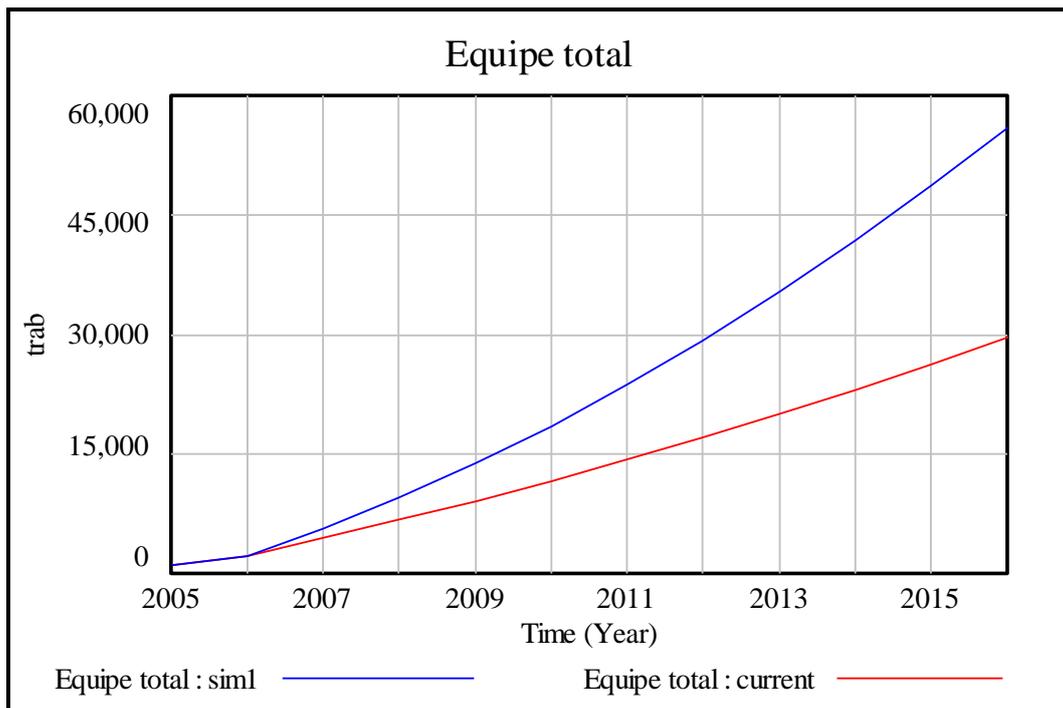
**Figura 8-26:** Comportamento dinâmico da variável produção – Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-27:** Comportamento dinâmico da variável número de eventos perigosos – Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-28:** Comportamento dinâmico da variável risco – Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-29:** Comportamento dinâmico da variável Equipe Total– Política 1 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.5.2 *Melhoria da Eficiência / Eficácia da Organização de Segurança*

A eficácia da organização de segurança está diretamente relacionada ao rigor das investigações reativas a problemas de segurança e ao número de eventos perigosos.

Neste modelo a eficácia da organização de segurança foi medida em função da fração de recomendações implantadas, em relação ao número de recomendações de segurança geradas pelas análises de causa raiz.

À medida que a eficácia cresce espera-se um decréscimo do número de eventos perigosos. Não se espera que haja variações na produção. No modelo sempre que o número de medidas for igual ao número de medidas geradas, então o fator de eficácia será maior que 1, caso contrário o fator eficácia será atenuado em 20%. A política de melhoria foi testada simulando uma melhoria no fator de eficácia 40% .

**Tabela 8.5:** Definição da Política 2 em relação à base

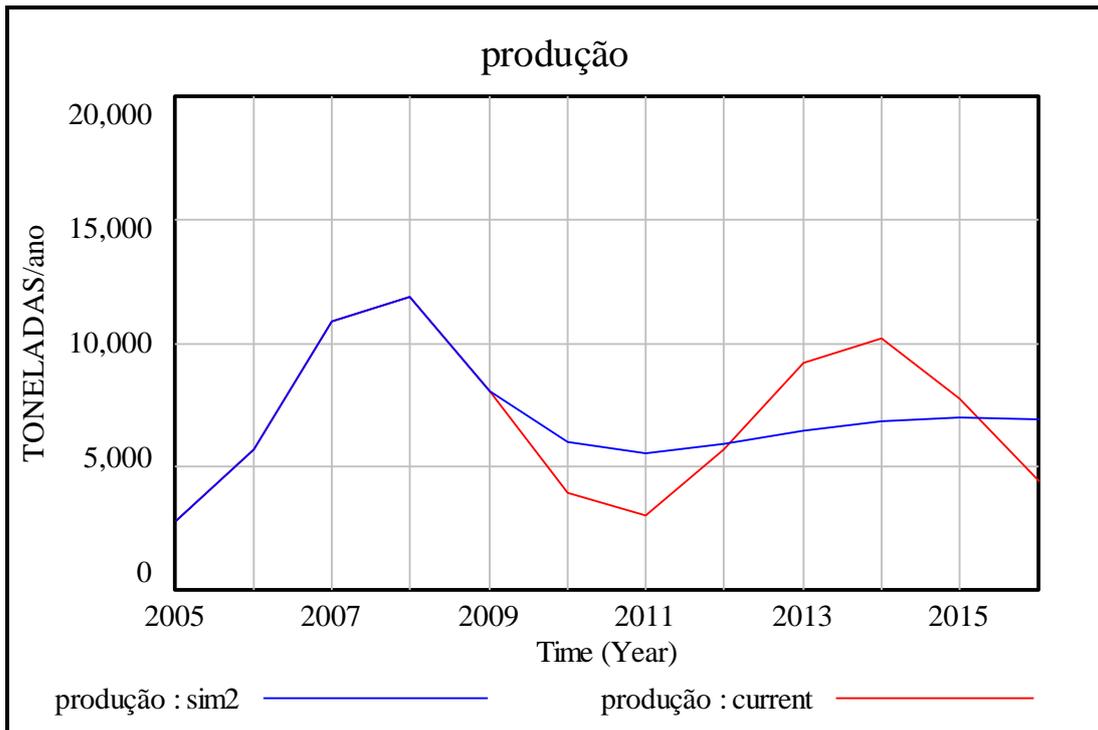
<b>Modelo</b>	<b>Definição</b>
Base	Das 278 medidas geradas no período estudado, 199 medidas foram implantadas com um fator de implantação médio de 70%, gerando um fator de eficácia sempre menor que um e atenuando em 20% o ajuste do número de eventos perigosos.
Política 2	Melhora da eficácia em 100% admitindo-se que o nível de implantação seja de 100%, dobrando a atenuação decorrente da eficácia.

Para a política 2 foram encontrados os resultados apresentados na Tabela 8.6.

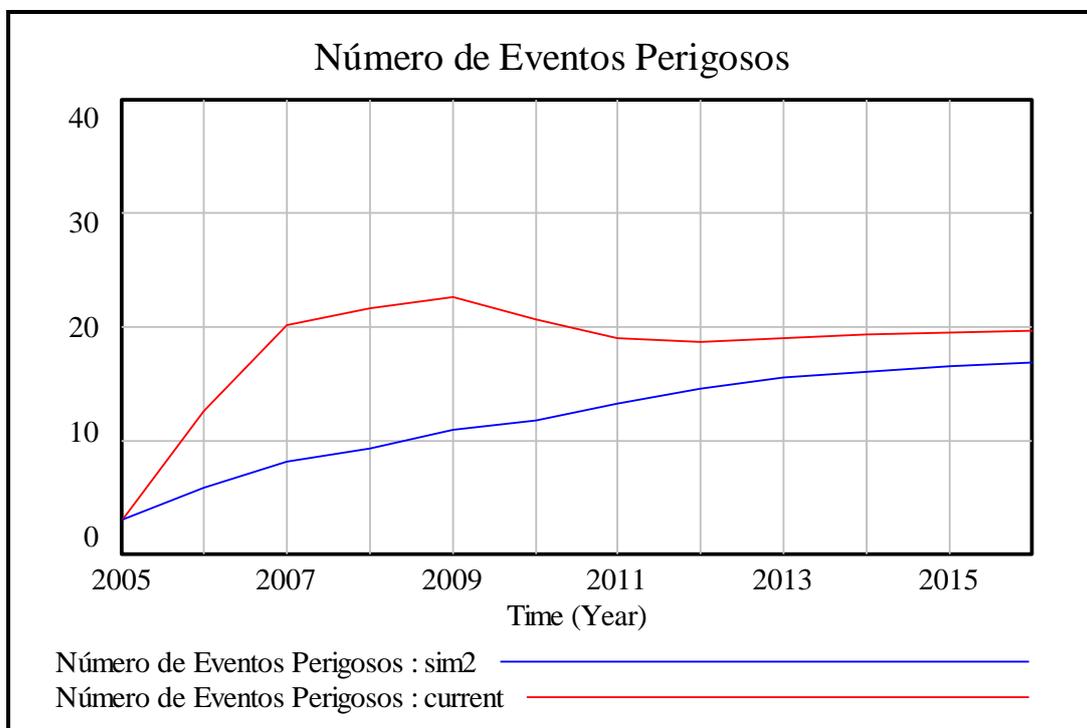
**Tabela 8.6:** Resultados gerados pela simulação para o período de 2005 a 2016 implementando melhoria na eficácia da organização de segurança

Ano	Número de Eventos Perigosos		Produção		Equipe total		Risco	
	Sim2	current	Sim2	current	Sim2	current	Sim2	current
2005	3	3	2800	2800	939	939	2,00E-06	2,00E-06
2006	5,87	12,57	5680	5680	2278	2278	3,91E-06	8,38E-06
2007	8,17	20,22	10860	10860	4506	4406	5,44E-06	1,35E-05
2008	9,34	21,68	11900	11900	6897	6670	6,23E-06	1,45E-05
2009	10,97	22,70	8047	8047	9451	9070	7,31E-06	1,51E-05
2010	11,77	20,60	5987	3927	12168	11606	7,85E-06	1,37E-05
2011	13,29	19,07	5546	3045	15049	14278	8,86E-06	1,27E-05
2012	14,60	18,67	5890	5710	18093	17086	9,74E-06	1,24E-05
2013	15,62	19,00	6445	9221	21300	20030	1,04E-05	1,27E-05
2014	16,11	19,28	6835	10175	24670	23110	1,07E-05	1,29E-05
2015	16,49	19,48	6959	7757	28204	26326	1,10E-05	1,30E-05
2016	16,82	19,66	6896	4424	31901	29678	1,12E-05	1,31E-05

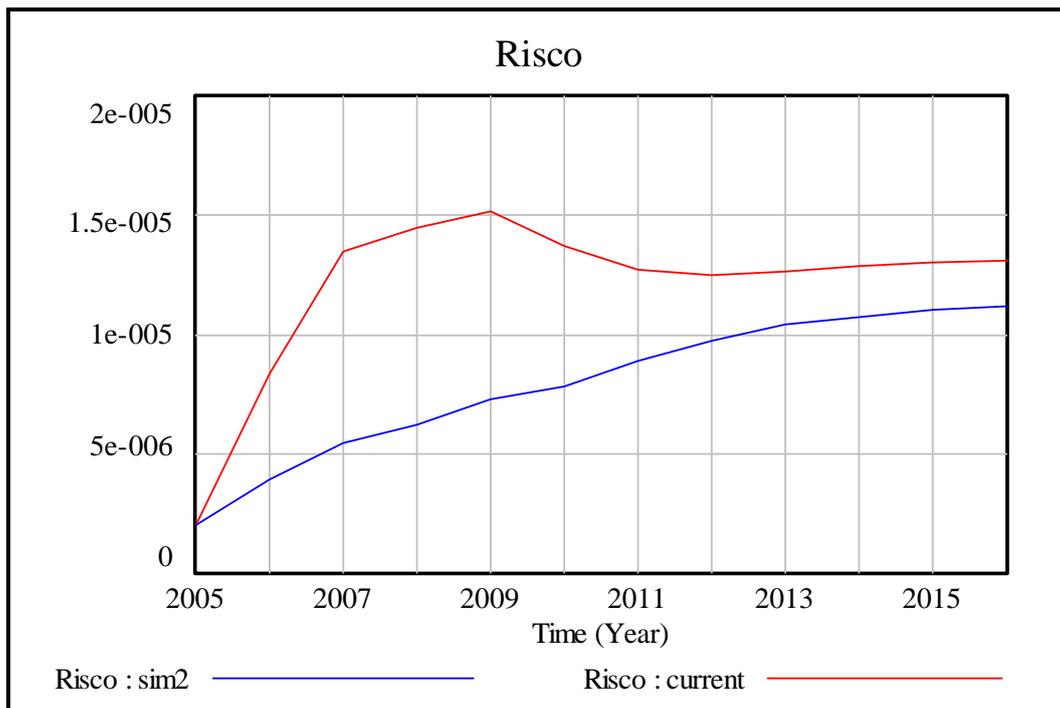
As Figuras 8.29 a 8.32 apresentam o comportamento das principais variáveis para a simulação padrão no período de 2005 a 2016 (current) em confronto com o comportamento da implementação da política 2 no mesmo período (sim2).



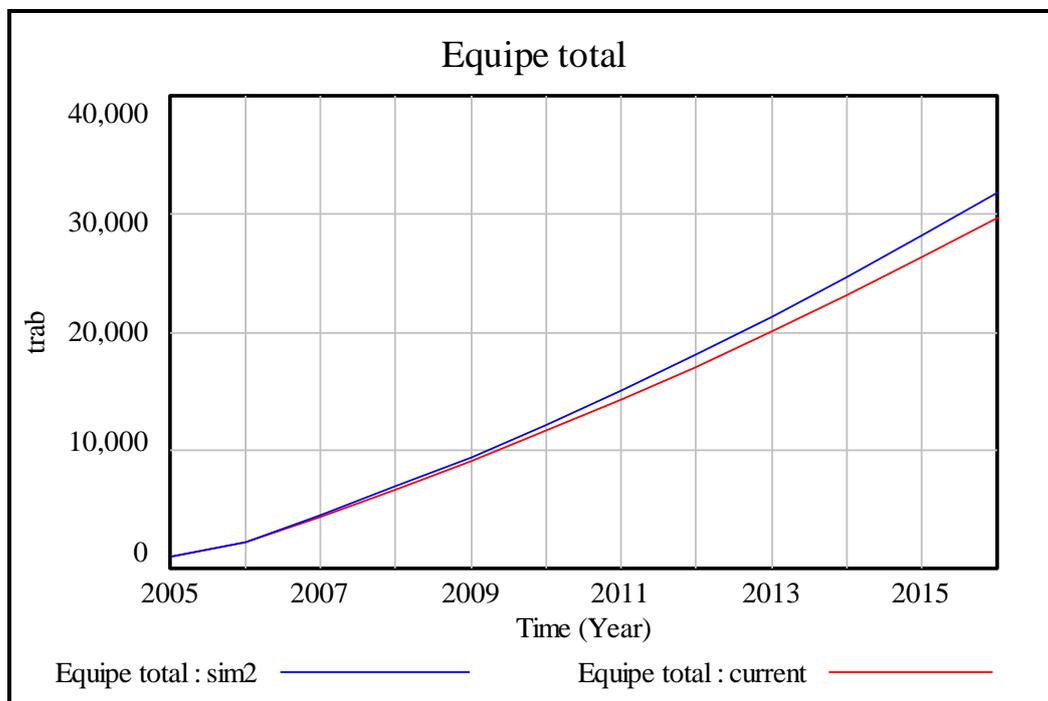
**Figura 8-30:** Comportamento dinâmico da variável produção – Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-31:** Comportamento dinâmico da variável número de eventos perigosos – Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-32:** Comportamento dinâmico da variável risco – Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-33:** Comportamento dinâmico da variável Equipe Total– Política 2 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

### 8.5.3 *Melhoria da Alocação de Recursos*

A alocação de recursos para segurança está diretamente relacionada à eficácia da organização de segurança e a percepção de sucesso pela alta administração.

Neste modelo a alocação de recursos foi implantada a partir de dados publicados pela AIEA (2010) e foi estabelecido um índice de recursos em função da diferença entre os recursos alocados e o histórico de alocação.

Sempre que os recursos para a segurança crescem a eficácia cresce. E espera-se um decréscimo do número de eventos perigosos. Não se espera que haja variações na produção e espera-se um incremento na equipe total, uma vez que a contratação é uma variável da alocação de recursos. No modelo, sempre que os recursos para segurança são maiores que o histórico de alocação de recursos, o índice de recurso é maior que 1, caso contrário, o fator eficácia é atenuado em 20%. A política de melhoria foi avaliada simulando uma melhoria no índice de recursos de 25%.

**Tabela 8.7:** Definição da Política 3 em relação à base

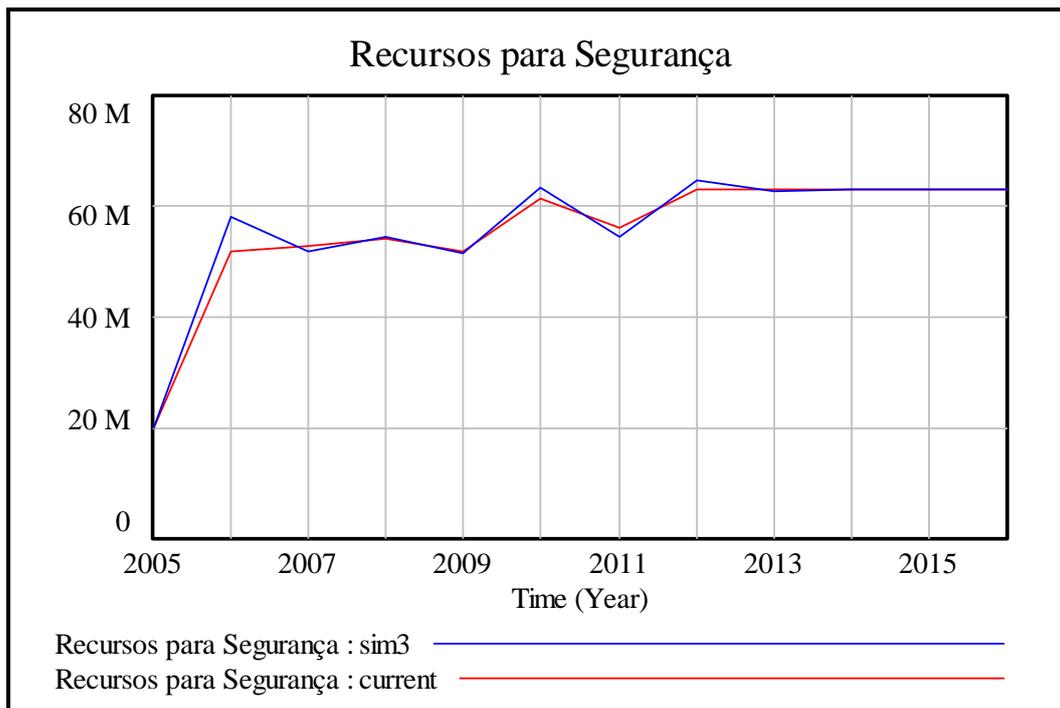
<b>Modelo</b>	<b>Definição</b>
Base	Em todos os anos estudados a alocação de recurso é sempre maior que o Histórico de fundos alocados, e o índice de recurso foi definido como 2. O que confere uma atenuação de 50% no número de eventos perigosos, em função do aumento da eficácia.
Política 3	Melhora da eficácia em 100%, dobrando a atenuação no número de eventos perigosos, decorrente da eficácia.  Melhora da taxa de contratação em 25%.

Para a política 3 foram encontrados os resultados apresentados na Tabela 8.6.

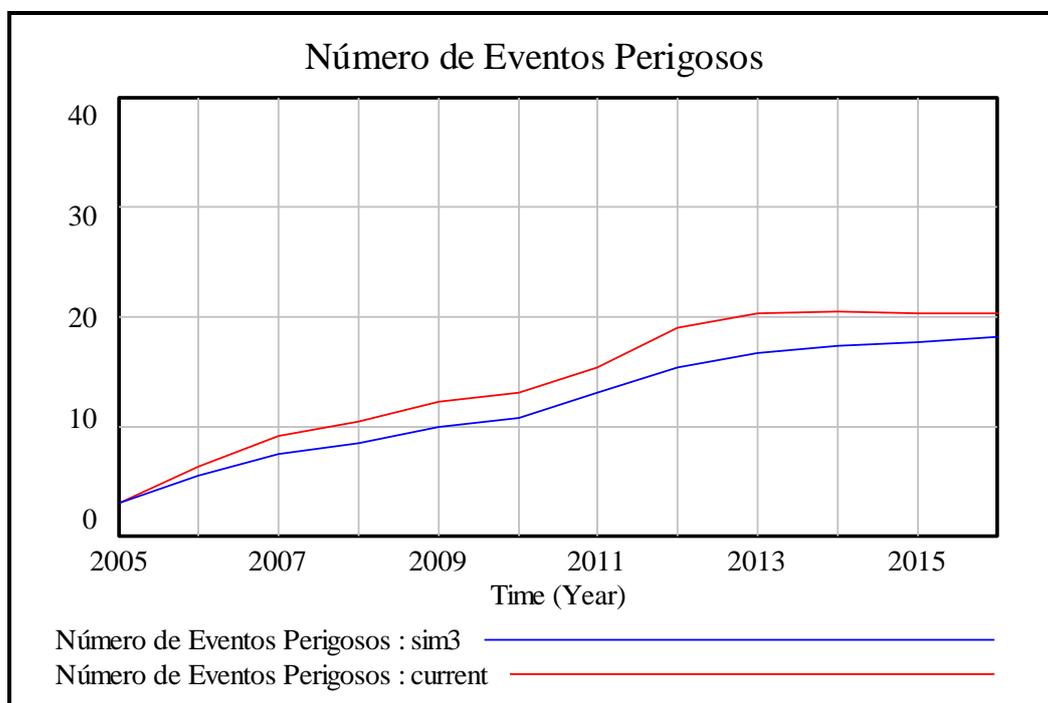
**Tabela 8.8:** Resultados gerados pela simulação para o período de 2005 a 2016 implantando melhoria na eficácia da organização de segurança

Ano	Número de Eventos Perigosos		produção		Equipe total		Risco	
	Sim3	current	Sim3	current	Sim3	current	Sim3	current
2005	3	3	2800	2800	939	939	2,00E-06	2,00E-06
2006	5,49843	6,39073	5680	5680	2278	2278	3,67E-06	4,26E-06
2007	7,4954	9,1009	10860,4	10860,4	4619,25	4406	5,00E-06	6,07E-06
2008	8,54419	10,4423	11899,6	11899,6	7146,5	6670	5,70E-06	6,96E-06
2009	10,0168	12,2576	8047,12	8047,12	9859,75	9070	6,68E-06	8,17E-06
2010	10,8118	13,0193	3927,18	3927,18	12759	11606	7,21E-06	8,68E-06
2011	13,0366	15,3609	3044,83	3044,83	15844,3	14278	8,69E-06	1,02E-05
2012	15,3682	18,967	5709,61	5709,61	19115,5	17086	1,02E-05	1,26E-05
2013	16,7817	20,245	9221,46	9221,46	22572,8	20030	1,12E-05	1,35E-05
2014	17,3638	20,4212	10175,1	10175,1	26216	23110	1,16E-05	1,36E-05
2015	17,7304	20,3833	7757,39	7757,39	30045,3	26326	1,18E-05	1,36E-05
2016	18,1242	20,2979	4424,16	4424,16	34060,5	29678	1,21E-05	1,35E-05

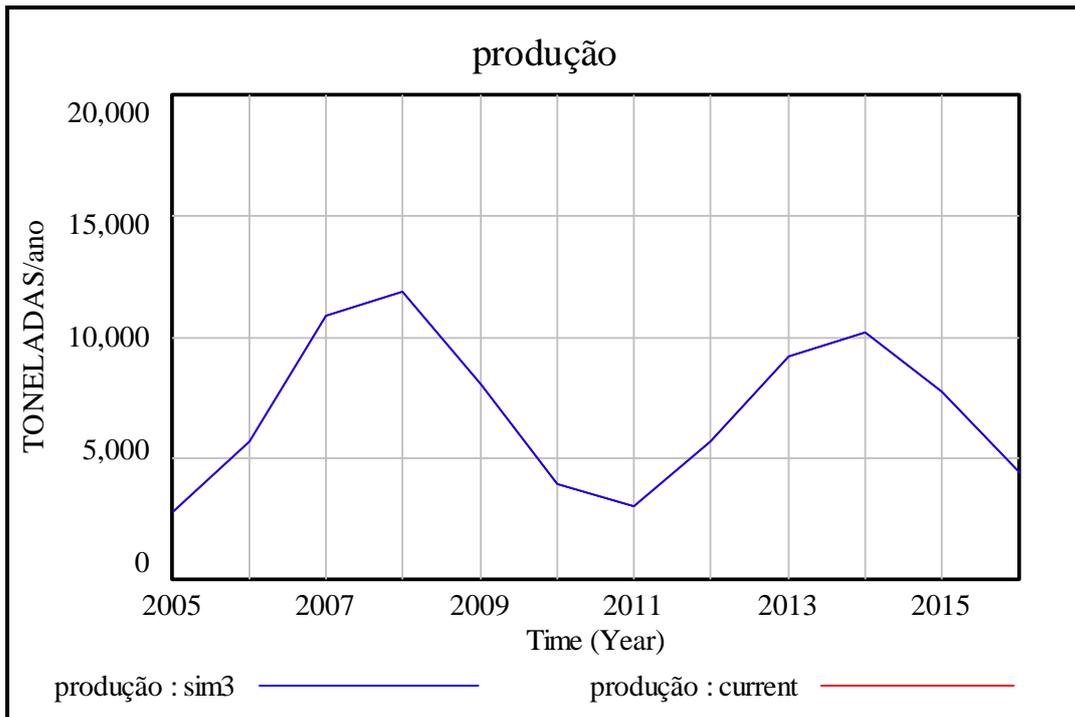
As figuras 8.34 a 8.38 apresentam o comportamento das principais variáveis para a simulação padrão no período de 2005 a 2016 (current) em confronto com o comportamento da implementação da política 3 no mesmo período (sim3).



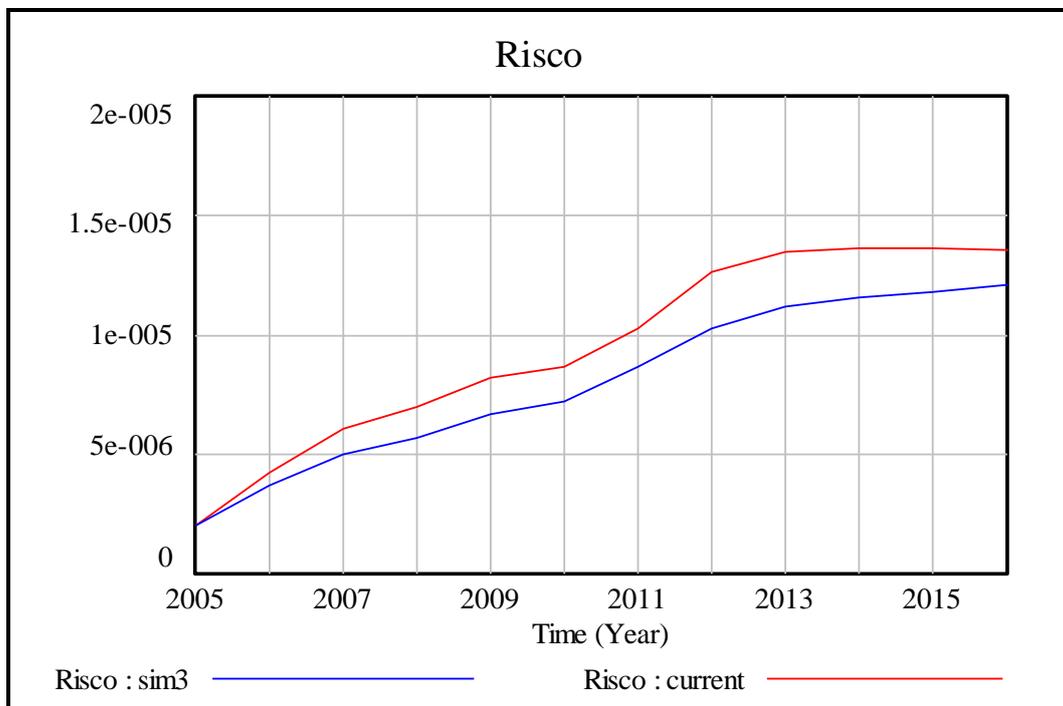
**Figura 8-34:** Comportamento dinâmico da variável Recurso para Segurança – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



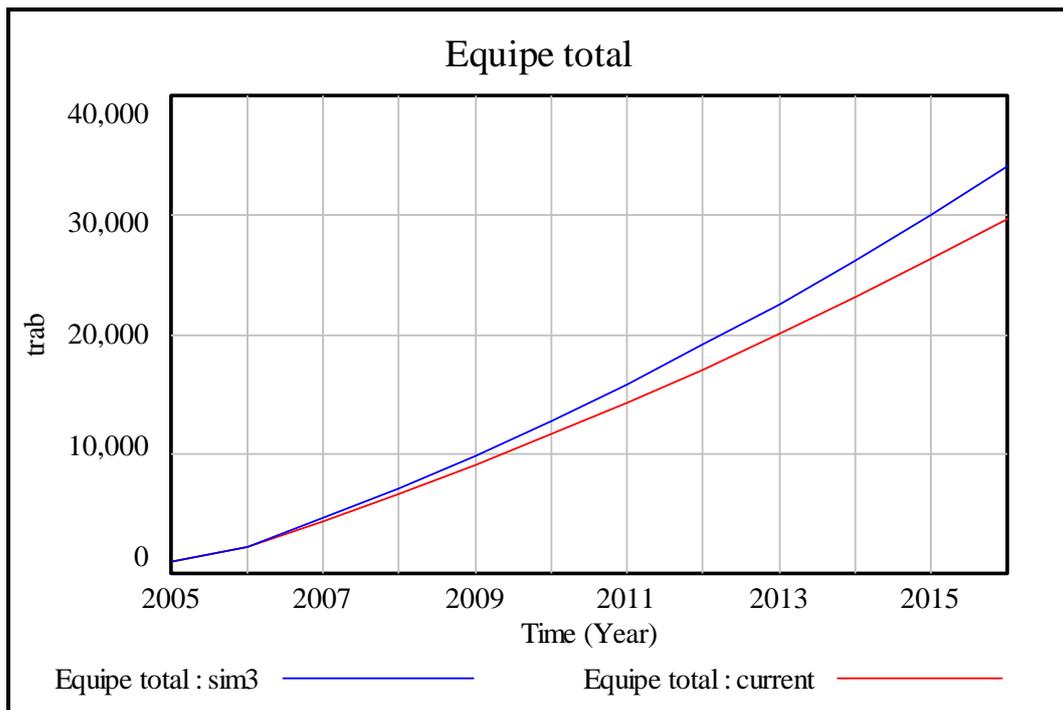
**Figura 8-35:** Comportamento dinâmico da variável Número de Eventos Perigosos – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-36:** Comportamento dinâmico da variável Produção – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-37:** Comportamento dinâmico da variável Risco – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.



**Figura 8-38:** Comportamento dinâmico da variável Equipe Total – Política 3 - Elaborado utilizando o Vensim PLE for Windows, v.5.9e.

## **CAPÍTULO 9**

### **CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES**

#### **9.1 INTRODUÇÃO**

Como dito na introdução, para qualquer entidade reguladora uma das questões mais importantes é: "Como posso julgar se as minhas ações estão na verdade, assegurando um nível aceitável de segurança nas instalações nucleares?". E esta continuará sendo uma questão difícil de responder. Hoje, grande parte das tentativas de responder questões como a supracitada, passa pela discussão da necessidade do licenciamento das instalações do ciclo que é essencialmente determinístico, migrar para modelos que incorporem informação do risco no processo de tomada de decisão reguladora.

Cumpridos todos os objetivos específicos, propostos no item 6.2 desta tese, é possível constatar que o efetivo gerenciamento da segurança em instalações do ciclo do combustível nuclear não depende do modelo de licenciamento adotado e sim da capacidade das partes interessadas tomarem suas decisões baseadas em um balanço de múltiplos fatores que consideram tanto os fatores técnicos como os organizacionais ou sócio-técnicos.

Para as instalações tratadas neste estudo, onde todos os esforços de segurança são creditados ao projeto, este equilíbrio de fatores não é trivial e tem o atendimento às restrições de segurança durante a fase de operação como especialmente crítico. O fato das conseqüências de abordar inadequadamente segurança nem sempre serem imediatamente tão visíveis como aqueles oriundas de uma abordagem inadequada de considerações de custo, cronograma, ou desempenho, faz com que recorrentemente, tanto operadores como reguladores sejam tentados a satisfazer os últimos três objetivos em detrimento da segurança.

A meta deste esforço de modelagem foi mostrar como os fatores relevantes para a segurança interagem durante a fase de operação de uma instalação. Este tipo de análise se torna muito importante para instalações cuja cultura de segurança não é forte, classificada no item 5.1 desta tese como nível II (direcionadas pelo cumprimento), ou seja, para evoluir para nível III (gestão de riscos) ou nível IV (Melhoria contínua) a organização precisa conhecer a interação dos fatores para hierarquizar seus investimentos na melhoria da segurança.

## **9.2 CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES**

A dinâmica de Sistemas se mostrou como uma ferramenta adequada e eficiente para a modelagem da segurança como uma propriedade emergente como se havia proposto. Através da modelagem qualitativa da dinâmica de sistemas foi possível construir passo a passo o conhecimento das relações dinâmicas dos fatores relevantes para a segurança.

Através da simulação de políticas de melhoria, foi possível visualizar como ações que aumentam a importância da organização de segurança apresentam impactos, tanto na produção, como no número de eventos perigosos. Conforme mostrado na Figura 8.3 a produção apresenta uma redução, e o número de eventos perigosos passa a oscilar em torno de um valor de referência, apresentando uma dinâmica completamente diferente da simulação antes da implantação da política1.

A política 2 é a que apresenta resultados mais expressivos em termos de redução no número de eventos perigosos. A melhoria da eficácia de uma organização de segurança está diretamente relacionada ao compromisso da alta administração com a segurança, uma vez que é a alta administração que viabiliza os meios e sustenta as políticas da organização de segurança.

Para a política 3 os resultados são menos sensíveis. Esperava-se grande influência deste fator no nível de segurança, porém os dados utilizados não são dados que garantam o melhor comportamento dinâmico para variações neste fator.

Quanto ao processo de validação do modelo, Sterman (2002) aponta que “não há nenhum modelo completamente válido porque todos os modelos são representações simplificadas de um sistema, que já possui a sua simplificação da realidade”. Ainda segundo o autor, aqui, modelos serão considerados válidos, quando puderem ser usados com confiança.

Deve-se estar atento que existem mais oportunidades para aprender com este tipo de modelagem para a gestão da segurança do que somente os resultados e informações mostrados nas análises do capítulo 8. Como as citações anteriores indicam, a modelagem de sistemas complexos é um processo iterativo que geralmente não tem um fim natural. Há quase sempre porções de modelos que podem ser refinadas, bem como partes que eventualmente se tornam obsoletas à medida que o sistema evolui. Como os modelos estão sujeitos a mudanças e sutilezas que

raramente podem ser capturadas de forma exaustiva em um único esforço de modelagem, os produtos finais deste estudo não devem ser vistos como a palavra final sobre a dinâmica da segurança de instalações do ciclo do combustível nuclear. Em vez disso, o modelo deve servir como ponto de partida para análises futuras

Neste sentido recomenda-se uma modelagem e avaliação realizada pela organização operadora. Com certeza este novo estudo produziria resultados interessantes como subsídios para o processo de remodelagem da organização de segurança.

Em função da necessidade de construir conhecimento na área de segurança do ciclo do combustível, na teoria geral dos sistemas e evolução dos modelos de acidentes e nos fundamentos de dinâmica de sistemas se optou por construir a o modelo sobre a plataforma de simulação de um software disponível no mercado. Porém, outra oportunidade de melhoria é a criação de uma plataforma de modelagem, caminho que foi descartado nesta tese.

## **REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS**

ALBIN S. Building a System Dynamics Model – Part 1: Conceptualization”. Road Maps 8, MIT System Dynamics in Education Projects., 1997;

ANDRADE, L., Pensamento Sistêmico: Um Roteiro Básico para Perceber as Estruturas da Realidade Organizacional, UFRGS, Porto Alegre;

ARMSTRONG, J.S., DENNISTON, W.G., JR. and GORDON, M.M., “Use of the Decomposition Principle in Making Judgments”, *Organizational Behavior and Human Performance*, 14, 257-263, 1975;

AXELROD, R.M., 1976. *Structure of Decisions: The Cognitive Map of Political Elites*. Princeton University Press, Princeton, New Jersey.

BELLAMY, Geyer, T.A.W., *Organisational, management and human factors in quantified risk assessment – Report 1 – HSE Contract Research Report 33/92*, 1992;

BELLAMY, L.J., et al, I-Risk: Development of an integrated technical and management risk control and monitoring methodology for managing and quantifying on-site and off-site risks. Contract ENVA-CT96-0243. Report to European Union. Den Haag: Ministry of Social Affairs and Employment, 1999.

BERTALANFFY, L. *The History and Status of General Systems Theory*. The Academy of Management Journal, Vol. 15, No. 4, *General Systems Theory* (Dec.,1972), 407-426;

BERTALANFFY, L. *Teoria Geral dos Sistemas*. 2a Ed. Petrópolis, Vozes, 1977;

BOOKER, J.M. AND MEYER, M.A., Sources and Effects of Interexpert Correlation: An Empirical Study, *IEEE Transactions on Systems, Man, and Cybernetics*, January/February 1988, 8: 1, 135-142;

BNQP, 2005. Criteria for performance excellence. In: M.B.N.Q. Award (Editor). American Society for Quality, Milwaukee.

BOURGEOIS, J., TANGUY, P., COGNE F. et al., 1997, "La seguridad nuclear en Francia y en el mundo". Versão em espanhol do original francês. Madri: Ed. Consejo de Seguridad Nuclear-España. 320 p;

BRICKSTAD, B., 1999, *The Use Of Risk Based Methods For Establishing ISI-Priorities For Piping Components At Oskarshamn 1 Nuclear Power Station*. SAQ / FoU-Report 99/05, DNV Technical consulting, Stockholm;

CEA, *Belan Maîtrise des Risques*, Paris, 2008;

CEA, *Belan Maîtrise des Risques*, Paris, 2009;

CEA, *Belan Maîtrise des Risques*, Paris, 2010;

CHECKLAND, P.B., 1985. From optimizing to learning: A development of systems thinking for the 1990s. *Journal of the Operational Research Society* 36 (9) 757-767;

CHECKLAND, P.B., 1981. *Systems Thinking, Systems Practice*. Wiley, Chichester, UK;

CHECKLAND, P.B., SCHOLLES, J., 1990. *Soft Systems Methodology in Action*. Wiley, Chichester, UK;

CIPRIANI, M., *Mitigação dos Impactos Sociais e Ambientais Decorrentes do Fechamento de Minas de Urânio*, 332 f., Tese (Doutorado em Ciências) – Instituto de Geociências da Universidade Estadual de Campinas, 2002, São Paulo;

CONTE D., GUILLARD M., DAUBARD, J.P. Assessment of ageing of fuel cycle facilities (FCF) by ASN and IRSN. *Proceedings of as CSNI Workshop, Paris, 2009* “Ageing Management of fuel cycle facilities”;

CORCORAN, W. R. (2000). Personal error as a causal factor. *The Firebird Forum* Vo. 3 No. 4;

COX, A.M., ALWANG, J. AND JOHNSON, T.G., 2000. Local Preferences for Economic Development Outcomes: An Application of the Analytical Hierarchy Procedure. *Journal of Growth and Change*, Vol 31(Issue 3 summer 2000): 341-366;

COYLE, G., Qualitative and Quantitative modeling in system dynamics: some research questions. *System Dynamics Review*, vol. 16, nº3, 225-224, 2000;

ENSSLIN, L., MONTIBELLER NETO, G. ZANELLA, I., J., NORONHA, S., M., D. *Metodologias Multicritério em Apoio à Decisão*. Santa Catarina, 1998. LabMCDA. Universidade Federal de Santa Catarina;

EPRI, 1979, *Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment*, NP-1128, ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE;

EUROPEAN COMMISSION, 2001, *Risk Informed Approach for In-Service Inspection of Nuclear Power plant Components - Final report of TASK 3 of RIBA project*;

FARMER, F.R., *Reactor Safety and Siting: A proposed Risk Criterion*, *Nuclear Safety*, vol 8 no. 6 nov-Dec. 1967;

FORRESTER, J. W., *Urban Dynamics*, Portland. Productivity Press, 1969; 1998;

FORRESTER, J. W., *World Dynamics*, Portland. Productivity Press. 1973;

GOODMAN, Michael R. *Study Notes in System Dynamics*. Portland, Productivity Press, 1989. 388 p;

GRENECHE, DOMINIQUE “La sûreté des installations du cycle du combustible: leçons tirées du retour d'expérience et évolutions pour les systèmes du futur”: *Revue Générale Nucléaire*; 2008; n.5; p. 41-52;

HOLLNAGEL, E., Barriers and Accident Prevention, Ashgate, Hampshire, England, 2004;

HSE, 1987, "The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations", Health and Safety Executive, United Kingdom;

IAEA, 1991, Safety culture, Safety Series No. 75, INSAG-4, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 1994, Convention on Nuclear Safety, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 1996, Significant Incidents in Nuclear Fuel Cycle Facilities TECDOC-867, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 1999, Report on the preliminary fact finding mission following the accident at the nuclear fuel processing facility in Tokaimura, Japan. Vienna.;

IAEA, 2000, Safety of and regulations for nuclear fuel cycle facilities, TECDOC No. 1221, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 2002, Procedure for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities, TECDOC No. 1267, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 2002b, Topical Issues in Nuclear Safety – Proceedings of an international Conference, Vienna, 3-6 setembro 2001, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 2005, Risk Informed regulation of nuclear facilities: Overview of the current status, TECDOC No. 1436, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

IAEA, 2010, The Agency's Programme and Budget 2010-2011, CG(53)/5, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna;

JARDIM, S. B. (2001), Mapas Cognitivos: um caminho para construir estratégias. Revista Acadêmica da Face Pucrs, Porto Alegre, 12 (1), 89-115.

JOANOVIC, A., 2001, "Current European Effort to Establish Risk-Based Life Management for Components in the Power and Process Plants". In Proceedings of the Baltica 5 Conference, pp. 45-71, Porvoo, Finland;

KADAK, A., MATSUO, T., The Nuclear industry's transition to risk-informed regulation and operation in the United State. Reliability Engineering and System Safety 92 (2007) 609–618;

KAHNEMAN, D., SLOVIC, P. AND TVERSKY, A. (Eds.), (1982), Judgment Under Uncertainty:

KEENEY, R.L. and VON WINDTERFELDT, D., "On the Uses of Expert Judgment on Complex Technical Problems", IEEE Transactions on Engineering Management, 36, 83-86., 1989

KEMENY et al. Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island; 1979.

LANE D., OLIVA, R. The greater whole: Towards a synthesis of system dynamics and soft systems methodology ' European Journal of Operational Research 107 (1998) 214235;

LEVESON, N. G., *System Safety Engineering: Back to the Future*, Massachusetts Institute of Technology, <http://sunnyday.mit.edu/book2.pdf>, Cambridge, USA, 2002;

LEVESON, N. G., *A New Accident Model for Engineering Safer Systems*, Safety Science, Vol. 42, No. 4, pg. 237-270, 2004;

LEVESON, N. G., *Applying systems thinking to analyze and learn from events*, Safety Science, *in press*, 2010;

LEVESON, N. G., Barrett, B., Carroll, J., Cutcher-Gershenfeld, J., Dulac, N., Zipkin, D., Modeling, Analyzing, and Engineering NASA's Safety Culture, Phase 1 Final Report", available from <http://sunnyday.mit.edu/Phase1-Final-Report.pdf>, 2005;

MARAIS, K., LEVESON, N. G., Archetypes for Organizational Safety, Safety Science, Vol. 44, pp. 565-582 (2006);

MARAIS, K., LEVESON, N. G. Archetypes for Organizational Safety. Workshop on the Investigation and Reporting of Accidents, September 2003;

MENDOZA, G.A., PRABHU, R., 2003a. Participatory modeling and analysis for sustainable forest management: Overview of soft system dynamics models and applications. Forest Policy and Economics 9 (2006) 179– 196;

MEYER, M. A. and BOOKER, J. M., "Eliciting and Analyzing Expert Judgment: A Practical Guide", Academic Press, London, UK, 1991;

MORECROFT, John D. W. & STERMAN, John D. *Modeling for Learning Organizations*. Portland, Productivity Press, 1994;

MODARRES, M., *Advanced Nuclear Power Plant regulation using risk-informed and performance-based methods*, Rasmussen, Reliability Engineering and System Safety 94 (2009) 211–217;

MODARRES, M., KELLER, W., *A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear Power industry: a tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen*, Reliability Engineering and System Safety 89 (2005) 271–285;

MUYSELAAR, A.J. AND BELLAMY, L.J., *An Audit Technique for the Evaluation and Management of Risks*, in: P.C. Cacciabue et al (Eds.), Safety Management Systems in

the Process Industry, Report EUR 15743 EN, European Commission, pp. 175-192, 1994;

NEA (2005), *The Safety of the Nuclear Fuel Cycle*, OECD, Paris;

NEA (2006), "Forty Years of Uranium Resources Production and Demand in Perspective" – The Red Book Retrospective, OECD, Paris;

N. G. LEVESON, *A new accident model for engineering safer systems*, Safety Science 42 (Apr 2004), no. 4;

OBADIA, I, VIDAL, M. C. R., MELO, P. F.F.F., *An adaptive management system for hazardous technology organizations* Safety Science, Volume 45, Issue 3, March 2007;

ORTIZ, N.R, WHEELER, T.A., BREEDING, R.J., HORA, S., MEYER, M.A., and KEENEY, R.L., *Use of Expert Judgment in NUREG-1150*, Nuclear Engineering and Design, 126, 313-331, 1991.

PAPAZOGLU, I.A., BELLAMY, L.J., HALE, A.R., ANEZIRIS, O.N., ALE, B.J.M., POST, J.G., OH, J.I.H., *I-Risk: development of an integrated technical and management risk methodology for chemical installations*, Journal of Loss Prevention in the Process Industries vol. 16, pp. 575– 591, 2003;

PAYNE, S. (1951). *The Art of Asking Questions*. Princeton, New Jersey: Princeton University Press;

PERROW, Charles, 1999. *Normal Accidents: Living with High-Risk Technologies*. Princeton University Press;

PIDD, Michael. *Computer Simulation in Management Science*. Chichester, John Wiley & Sons, 1992. 351 p;

QURESHI, Z., A review of accident modeling approaches for complex socio-technical systems, Proceedings of the 12th Australian Conference on Safety-Related Programmable Systems, Australian Computer Society, Inc., Adelaide, pp. 47-59, 2007;

RASMUSSEN, J. (1997): Risk Management in a Dynamic Society: A Modelling Problem. Safety Science, 27(2/3):183-213;

RIO TINTO, Rossing Uranium Limited Working for Namibia – 2010 Report to Stakeholders, 2011;

SAATY, T.L., 1980. *The Analytic Hierarchy Process*. McGraw-Hill, New York;

SAATY, T.L. and Kearns, K.P., 1985. *Analytic Planning - The Organization of Systems*. International Series in Modern Applied Mathematics and Computer Science 7. Pergamon Press, Oxford, England;

SAATY, T.L., 2008. Decision making with the Analytic Hierarchy Process. Int. J. \services Sciences, vol. 1, n° 1;

SANTOS, A., M., Aplicação de um Modelo de Simulação para o Gerenciamento de Projetos:Um estudo de Caso Utilizando a Dinâmica de Sistemas. 187 f. Dissertação (Mestrado em Engenharia) Escola Politécnica da Universidade de São Paulo, 2006, São Paulo;

SENGE, Peter & STERMAN, John D. *Systems Thinking and Organizational Learning: Acting Locally and Thinking Globally in the Organizations of the Future*. In: MORECROFT, John D. W. & SENGE, Peter *Modeling for Learning Organizations*. Portland, Productivity Press, 1994;

SENGE, P. M., *The Fifth Discipline: The Art and Practice of Learning Organizations*. Doubleday Currency, New York, 1990;

STERMAN, J. D.. *Business Dynamics*. McGraw-Hill, 2000;

THE PRICE-ANDERSON ACT – Background for Position Statement 54 – November, 2005;

TSUCHIYA, S., NARUSHIMA, T., & INANOBE, M., 2008. Knowledge Management Aspect of JCO Nuclear Accident, Chiba Institute of Technology;

USNRC, 1999, *On The Role of Defense in Depth in Risk-Informed Regulation*, Report of Advisory Committee on Reactor Safeguards, Washington, D.C.;

USNRC, 1981, *Data Base for Radiation Events in the Commercial Nuclear Fuel Cycle 1950 - 1978*, NUREG/CR-2429. NUCLEAR REGULATION COMISSION, Washington, D.C.;

USNRC, 1988, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410. NUCLEAR REGULATION COMISSION, Washington, D.C.;

USNRC, 2001, *Integrated Safety Analysis Guidance Document*, NUREG/CR-1513. NUCLEAR REGULATION COMISSION, Washington, D.C.;

VAN VUUREN, W. *Cultural influences on risks and risk management: Six case studies*. Safety Science, vol. 34, pp. 31–45, 2000;

WILPERT, B. *Regulatory styles and their consequences for safety*. Safety Science 46 (2008), 371-375;

WILSON, B., 1984. *Systems: Concepts, Methodologies and Applications*. Wiley, Chichester. UK.

WOLSTENHOLME, E.F., 1990. *System Enquiry: A System Dynamics Approach*. Wiley, Chichester.

Workshop on utilization of risk information for nuclear safety regulation – Tokyo, 10-11 may 2005: Current studies on utilization of risk information for fuel facilities in Japan;

ZIO E. *Reliability engineering: Old problems and new challenges*. Reliability Engineering and System Safety 94 (2009) 125–141.

# Apêndice I

## Tabela de Cálculo dos Pesos

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1,00	0,20	5,00
Degradação devido a problemas de Gestão	5,00	1,00	7,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,20	0,14	1,00
<b>Soma</b>	<b>6,2000</b>	<b>1,3429</b>	<b>13,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,16	0,15	0,38	0,29	3,153
Degradação devido a problemas de Gestão	0,81	0,74	0,54	0,70	3,385
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,03	0,11	0,08	0,07	3,029
<b>Razão de Consistência</b>					<b>0,133</b>

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1,00	0,33	3,00
Degradação devido a problemas de Gestão	3,03	1,00	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,33	0,33	1,00
<b>Soma</b>	<b>4,3636</b>	<b>1,6633</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,229166667	0,198396794	0,428571429	0,285	3,122
Degradação devido a problemas de Gestão	2/3	0,601202405	0,428571429	0,563	3,280
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,076388889	0,200400802	0,142857143	0,140	3,022
<b>Razão de Consistência</b>					<b>0,100</b>

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>2,3333</b>	<b>2,3333</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,428571429	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
<b>Razão de Consistência</b>					<b>0,000</b>

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,2	0,3
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3,333333333	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>9,3333</b>	<b>1,3333</b>	<b>4,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,107142857	0,15	0,075	0,111	#VALOR!
Degradação devido a problemas de Gestão	1/2	0,75	0,75	0,679	3,079
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,357142857	0,25	0,25	0,286	3,083
				Razão de Consistência	#VALOR!

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	5,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	7
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,142857143	1
<b>Soma</b>	<b>2,2000</b>	<b>2,1429</b>	<b>13,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,454545455	0,466666667	0,384615385	0,435	3,016
Degradação devido a problemas de Gestão	4/9	0,466666667	0,538461538	0,487	3,019
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,090909091	0,066666667	0,076923077	0,078	3,003
				Razão de Consistência	0,009

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>2,2000</b>	<b>2,2000</b>	<b>11,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,454545455	0,454545455	0,454545455	0,455	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	4/9	0,454545455	0,454545455	0,455	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,090909091	0,090909091	0,090909091	0,091	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1,00	0,30	1,00
Degradação devido a problemas de Gestão	3 1/3	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	1	1
<b>Soma</b>	<b>5,3333</b>	<b>2,3000</b>	<b>3,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,1875	0,130434783	0,333333333	0,217	3,109
Degradação devido a problemas de Gestão	5/8	0,434782609	0,333333333	0,464	3,244
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,1875	0,434782609	0,333333333	0,319	3,139

Razão de Consistência 0,116

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1,00	0,20	3,00
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>6,3333</b>	<b>1,4000</b>	<b>9,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,157894737	0,142857143	0,333333333	0,211	3,100
Degradação devido a problemas de Gestão	4/5	0,714285714	0,555555556	0,686	3,284
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,052631579	0,142857143	0,111111111	0,102	3,033

Razão de Consistência 0,098

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Status dos sistemas de segurança	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	Envelhecimento e manutenção	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos perigosos – Apreendidos e lições aprendidas	Percepção do sucesso pelo alto nível de administração
Risco Técnico	1,00	0,33	0,33	1,00	0,33	0,33	1,00	1,00
Alocação de recursos para sistemas de segurança	3,00	1,00	3,00	1,00	1,00	1,00	3,00	3,00
Status dos sistemas de segurança	3,00	0,33	1,00	1,00	1,00	3,00	3,00	5,00
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	1,00	1,00	1,00	1,00	5,00	1,00	3,00	3,00
Envelhecimento e manutenção	3,00	1,00	1,00	0,20	1,00	0,33	3,00	5,00
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	3,00	1,00	0,33	1,00	3,00	1,00	3,00	5,00
Eventos perigosos – Apreendidos e lições aprendidas	1,00	0,33	0,33	0,33	0,33	0,33	1,00	1,00
Percepção do sucesso pelo alto nível de administração	1,00	0,33	0,20	0,33	0,20	0,20	1,00	1,00
Soma	16,009	5,333	7,200	5,867	11,869	7,199	18,000	24,000

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	Envelhecimento e manutenção	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos perigosos – Apreendidos e lições aprendidas	Percepção do sucesso pelo alto nível de administração	Peso do Critério
Risco Técnico	0,06	0,06	0,05	0,17	0,03	0,05	0,06	0,04	0,06
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,19	0,19	0,42	0,17	0,08	0,14	0,17	0,13	0,18
Status dos sistemas de segurança	0,19	0,06	0,14	0,17	0,08	0,42	0,17	0,21	0,18
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,06	0,19	0,14	0,17	0,42	0,14	0,17	0,13	0,18
Envelhecimento e manutenção	0,19	0,19	0,14	0,03	0,08	0,05	0,17	0,21	0,13
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,19	0,19	0,05	0,17	0,25	0,14	0,17	0,21	0,17
Eventos perigosos – Apreendidos e lições aprendidas	0,06	0,06	0,05	0,06	0,03	0,05	0,06	0,04	0,05
Percepção do sucesso pelo alto nível de administração	0,06	0,06	0,03	0,06	0,02	0,03	0,06	0,04	0,04

### Alternativas

Critérios	Alternativas			Peso do Critério
	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	
Risco Técnico	0,285	0,563	0,140	0,064
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,285	0,563	0,140	0,185
Status dos sistemas de segurança	0,429	0,563	0,143	0,179
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,111	0,679	0,286	0,176
Envelhecimento e manutenção	0,435	0,487	0,078	0,132
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,455	0,455	0,091	0,170
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,217	0,464	0,319	0,050
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,211	0,686	0,102	0,044
Peso médio	0,322	0,556	0,157	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	1
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	3	1
Soma	9,0000	9,0000	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,111111111	0,555555556	0,2	0,289	8,282
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	0,111111111	0,6	0,348	6,617
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,555555556	0,333333333	0,2	0,363	7,857
				Razão de Consistência	3,233

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	1
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	3	1
Soma	7,0000	5,0000	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,142857143	0,2	0,142857143	0,162	6,176
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,2	0,714285714	0,448	6,447
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,428571429	0,6	0,142857143	0,390	5,683
				Razão de Consistência	2,187

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	1
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	3	1
Soma	5,0000	5,0000	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,2	0,2	0,200	5,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/5	0,2	0,6	0,467	4,429
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,6	0,2	0,333	5,800
				Razão de Consistência	1,464

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	1
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	1	1
Soma	3,0000	3,0000	3,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,333333333	0,333333333	0,333333333	0,333	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	0,333333333	0,333333333	0,333	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	0,333333333	0,333	3,000

Razão de Consistência 0,000

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	7
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	1	
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	5	1
Soma	1,3429	11,0000	8,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,744680851	0,454545455	0,875	0,691	3,893
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,090909091	0	0,080	#VALOR!
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,106382979	0,454545455	0,125	0,229	3,180

Razão de Consistência #VALOR!

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
Soma	2,3333	2,3333	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,428571429	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000

Razão de Consistência 0,000

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	5
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	3	1
Soma	9,0000	9,0000	9,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,111111111	0,555555556	0,555555556	0,407	8,273
Degradação devido a problemas de Gestão	5/9	0,111111111	0,333333333	0,333	9,444
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	0,111111111	0,259	9,571
				Razão de Consistência	4,298

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	1
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	1	1
Soma	5,0000	3,0000	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,333333333	0,142857143	0,225	4,437
Degradação devido a problemas de Gestão	3/5	0,333333333	0,714285714	0,549	4,283
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,333333333	0,142857143	0,225	4,437
				Razão de Consistência	0,977

	Assinaturas	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Salários dos sistemas de segurança	Carregamento de segurança, manutenção e recursos humanos	Investimentos e manutenção	Manutenção e atualizações dos sistemas de segurança	Recursos humanos - Atendidas e não atendidas	Resposta de suporte técnico e a nível da administração
Assinaturas	1							
Alocação de recursos para sistemas de segurança	1.000	1						
Salários dos sistemas de segurança	1.000	1.000	1					
Carregamento de segurança, manutenção e recursos humanos	1.000	3.000	1.000	1				
Investimentos e manutenção	3.000	3.000	1.000	3.000	1			
Manutenção e atualizações dos sistemas de segurança	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1		
Recursos humanos - Atendidas e não atendidas	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	3.000	1	
Resposta de suporte técnico e a nível da administração	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	3.000	1.000	1
Soma	10.000	11.000	6.000	7.000	4.000	7.000	2.000	1.000

	Assinaturas	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Carregamento de segurança, manutenção e recursos humanos	Investimentos e manutenção	Manutenção e atualizações dos sistemas de segurança	Recursos humanos - Atendidas e não atendidas	Resposta de suporte técnico e a nível da administração	Risco de Crédito
Assinaturas	0,100	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,013
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,100	0,091	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
Salários dos sistemas de segurança	0,100	0,091	0,167	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,045
Carregamento de segurança, manutenção e recursos humanos	0,100	0,273	0,167	0,143	0,000	0,000	0,000	0,000	0,085
Investimentos e manutenção	0,300	0,273	0,167	0,429	0,250	0,000	0,000	0,000	0,177
Manutenção e atualizações dos sistemas de segurança	0,100	0,091	0,167	0,143	0,250	0,143	0,000	0,000	0,112
Recursos humanos - Atendidas e não atendidas	0,100	0,091	0,167	0,143	0,250	0,429	0,500	0,000	0,210
Resposta de suporte técnico e a nível da administração	0,100	0,091	0,167	0,143	0,250	0,429	0,500	1,000	0,335

## Alternativas

Critérios	Alternativas			Peso do Critério
	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	
Risco Técnico	0,162	0,448	0,390	0,013
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,162	0,448	0,390	0,024
Status dos sistemas de segurança	0,200	0,448	0,333	0,045
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,333	0,333	0,333	0,085
Envelhecimento e manutenção	0,691	0,080	0,229	0,177
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,429	0,429	0,143	0,112
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,407	0,333	0,259	0,210
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,225	0,549	0,225	0,335
Peso médio	0,375	0,381	0,244	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1,00	3,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	5,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,2	1
Soma	2,3333	2,2000	9,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,428571429	0,454545455	0,333333333	0,405	3,033
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,454545455	0,555555556	0,480	3,044
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,090909091	0,111111111	0,115	3,010
				Razão de Consistência	0,021

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	1,00
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	0,333333333	1
Soma	5,0000	1,6667	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/5	0,6	0,6	0,600	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	1,00
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	0,333333333	1
Soma	5,0000	1,6667	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/5	0,6	0,6	0,600	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	1,00
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	0,33333333	1
Soma	5,0000	1,6667	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/5	0,6	0,6	0,600	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	3,00
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	7,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,33333333	0,142857143	1
Soma	4,3333	1,4762	11,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para a locação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,230769231	0,225806452	0,272727273	0,243	3,005
Degradação devido a problemas de Gestão	2/3	0,677419355	0,636363636	0,669	3,014
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,076923077	0,096774194	0,090909091	0,088	3,002
				Razão de Consistência	0,005

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3,00	7,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,33333333	1
Soma	1,4762	4,3333	11,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,677419355	0,692307692	0,636363636	0,669	3,014
Degradação devido a problemas de Gestão	2/9	0,230769231	0,272727273	0,243	3,005
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,096774194	0,076923077	0,090909091	0,088	3,002
				Razão de Consistência	0,005

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas:**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1,00	3,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
Soma	2,3333	2,3333	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,428571429	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1,00	3,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
Soma	2,3333	2,3333	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,428571429	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
				Razão de Consistência	0,000

	Asses Técnico	Alocação de recursos para o sistema de segurança	Ativos do sistema de segurança	Carregamento de segurança, em relação a outros sistemas	Fluxo de trabalho na operação	Atividades e funções do sistema de segurança	Recursos humanos - Atividades e funções associadas	Período de validação da implementação
Asses Técnico	1	3,00	0,33	1,00	3,00	1,00	1,00	3,00
Alocação de recursos para o sistema de segurança	0,333	1	0,33	0,33	1,00	0,33	0,33	1,00
Ativos do sistema de segurança	3,000	3,000	1	1,00	3,00	1,00	1,00	3,00
Carregamento de segurança, em relação a outros sistemas	1,000	3,000	-1,000	1	3,00	1,00	1,00	3,00
Fluxo de trabalho na operação	0,333	1,000	0,333	0,333	1	1,00	0,33	1,00
Atividades e funções do sistema de segurança	1,000	3,000	1,000	1,000	1,000	1	1,00	3,00
Recursos humanos - Atividades e funções associadas	1,000	3,000	1,000	1,000	3,000	1,000	1	3,00
Período de validação da implementação	0,333	1,000	0,333	0,200	1,000	0,333	0,333	1
Soma	8,000	18,000	5,333	5,867	16,000	6,667	6,000	20,000

	Asses Técnico	Alocação de recursos para o sistema de segurança	Alocação de recursos para o sistema de segurança	Carregamento de segurança, em relação a outros sistemas	Fluxo de trabalho na operação	Atividades e funções do sistema de segurança	Recursos humanos - Atividades e funções associadas	Período de validação da implementação	Asses Técnico
Asses Técnico	0,125	0,167	0,063	0,170	0,188	0,150	0,167	0,150	0,147
Alocação de recursos para o sistema de segurança	0,042	0,056	0,063	0,057	0,063	0,050	0,056	0,050	0,054
Ativos do sistema de segurança	0,375	0,167	0,188	0,170	0,188	0,150	0,167	0,150	0,194
Carregamento de segurança, em relação a outros sistemas	0,125	0,167	0,188	0,170	0,188	0,150	0,167	0,250	0,175
Fluxo de trabalho na operação	0,042	0,056	0,063	0,057	0,063	0,150	0,056	0,050	0,067
Atividades e funções do sistema de segurança	0,125	0,167	0,188	0,170	0,063	0,150	0,167	0,150	0,147
Recursos humanos - Atividades e funções associadas	0,125	0,167	0,188	0,170	0,188	0,150	0,167	0,150	0,163
Período de validação da implementação	0,042	0,056	0,063	0,084	0,063	0,050	0,056	0,050	0,051

## Alternativas

Critérios	Alternativas			Peso do Critério
	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	
Risco Técnico	0,200	0,600	0,200	0,147
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,200	0,600	0,200	0,054
Status dos sistemas de segurança	0,200	0,600	0,200	0,194
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,200	0,600	0,200	0,175
Envelhecimento e manutenção	0,243	0,669	0,088	0,067
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,669	0,243	0,088	0,147
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,429	0,429	0,143	0,163
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,429	0,429	0,143	0,051
Peso médio	0,321	0,515	0,164	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3,00	5,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,33333333	1
Soma	1,5333	4,3333	9,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,652173913	0,692307692	0,555555556	0,633	3,072
Degradação devido a problemas de Gestão	2/9	0,230769231	0,333333333	0,260	3,033
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,130434783	0,076923077	0,111111111	0,106	3,011
				Razão de Consistência	0,027

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,20	0,33
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	0,33333333	1
Soma	9,0000	1,5333	4,3333

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,111111111	0,130434783	0,076923077	0,106	3,011
Degradação devido a problemas de Gestão	5/9	0,652173913	0,692307692	0,633	3,072
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,217391304	0,230769231	0,260	3,033
				Razão de Consistência	0,027

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	0,20
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	5,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	0,2	1
Soma	9,0000	1,5333	6,2000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,111111111	0,217391304	0,032258065	0,120	3,125
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	0,652173913	0,806451613	0,597	3,968
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,555555556	0,130434783	0,161290323	0,282	3,552
				Razão de Consistência	0,387

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,11	0,14
Degradação devido a problemas de Gestão	9	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	7	0,33333333	1
Soma	17,0000	1,4444	4,1429

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,058823529	0,076923077	0,034482759	0,057	3,012
Degradação devido a problemas de Gestão	1/2	0,692307692	0,724137931	0,649	3,150
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,411764706	0,230769231	0,24137931	0,295	3,082
				Razão de Consistência	0,057

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3,00	0,20
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	0,33333333	1
Soma	6,3333	4,3333	4,2000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,157894737	0,692307692	0,047619048	0,299	4,580
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,230769231	0,714285714	0,333	4,621
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,789473684	0,076923077	0,238095238	0,368	5,366
				Razão de Consistência	1,308

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,20	0,20
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	0,33
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	3	1
Soma	11,0000	4,2000	1,5333

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,090909091	0,047619048	0,130434783	0,090	3,031
Degradação devido a problemas de Gestão	4/9	0,238095238	0,217391304	0,303	3,145
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,454545455	0,714285714	0,652173913	0,607	3,238
				Razão de Consistência	0,097

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,11	0,20
Degradação devido a problemas de Gestão	9	1	5,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	0,2	1
Soma	15,0000	1,3111	6,2000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,066666667	0,084745763	0,032258065	0,061	3,017
Degradação devido a problemas de Gestão	3/5	0,762711864	0,806451613	0,723	3,254
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,152542373	0,161290323	0,216	3,089
Razão de Consistência					0,085

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,11	0,33
Degradação devido a problemas de Gestão	9	1	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	0,333333333	1
Soma	13,0000	1,4444	4,3333

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,076923077	0,076923077	0,076923077	0,077	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	2/3	0,692307692	0,692307692	0,692	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,230769231	0,230769231	0,230769231	0,231	3,000
Razão de Consistência					0,000

	Valor Líquido	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Salários dos sistemas de segurança	Capex/mensal de segurança, de pessoal e de recursos humanos	Investimento em manutenção	Informações e eficácia dos sistemas de segurança	Processos seguros - Acessórios e todos associados	Permissão de acesso sob a tutela administrativa
Atualização	1	1,00	3,00	0,20	0,33	0,20	0,20	0,33
Alocação de recursos para sistemas de segurança	1.000	1	7,00	1,00	3,00	1,00	1,00	3,00
Salários dos sistemas de segurança	0,333	0,143	1	0,20	0,33	0,14	0,14	0,33
Capex/mensal de segurança, de pessoal e de recursos humanos	5,000	1,000	5,000	1	3,00	1,00	1,00	3,00
Investimento em manutenção	3,000	0,200	3,000	0,200	1	0,20	0,33	1,00
Informações e eficácia dos sistemas de segurança	5,000	1,000	7,000	1,000	5,000	1	1,00	7,00
Processos seguros - Acessórios e todos associados	5,000	1,000	7,000	1,000	3,000	1,000	1	7,00
Permissão de acesso sob a tutela administrativa	3,000	0,333	3,000	0,200	1,000	0,143	0,143	1
<b>Total</b>	<b>23,333</b>	<b>5,676</b>	<b>36,000</b>	<b>4,800</b>	<b>20,667</b>	<b>4,686</b>	<b>4,819</b>	<b>24,667</b>

	Valor Líquido	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Capex/mensal de segurança, de pessoal e de recursos humanos	Investimento em manutenção	Informações e eficácia dos sistemas de segurança	Processos seguros - Acessórios e todos associados	Permissão de acesso sob a tutela administrativa	Nota de Crédito
Atualização	0,043	0,176	0,083	0,042	0,016	0,043	0,042	0,014	0,057
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,043	0,176	0,194	0,208	0,242	0,213	0,208	0,122	0,176
Salários dos sistemas de segurança	0,014	0,025	0,028	0,042	0,016	0,030	0,030	0,014	0,025
Capex/mensal de segurança, de pessoal e de recursos humanos	0,214	0,176	0,139	0,208	0,242	0,213	0,208	0,203	0,200
Investimento em manutenção	0,129	0,035	0,083	0,042	0,048	0,043	0,069	0,041	0,061
Informações e eficácia dos sistemas de segurança	0,214	0,176	0,194	0,208	0,242	0,213	0,208	0,284	0,217
Processos seguros - Acessórios e todos associados	0,214	0,176	0,194	0,208	0,145	0,213	0,208	0,284	0,205
Permissão de acesso sob a tutela administrativa	0,129	0,059	0,083	0,042	0,048	0,030	0,030	0,041	0,058

## Alternativas

Critérios	Alternativas			Peso do Critério
	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	
Risco Técnico	0,106	0,633	0,260	0,057
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,106	0,633	0,260	0,176
Status dos sistemas de segurança	0,120	0,633	0,282	0,025
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,057	0,649	0,295	0,200
Envelhecimento e manutenção	0,299	0,333	0,368	0,061
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,090	0,303	0,607	0,217
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,061	0,723	0,216	0,205
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,077	0,692	0,231	0,058
Peso médio	0,094	0,568	0,339	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3	7
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>1,4762</b>	<b>4,2000</b>	<b>13,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,677419355	0,714285714	0,538461538	0,643	3,121
Degradação devido a problemas de Gestão	2/9	0,238095238	0,384615385	0,283	3,062
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,096774194	0,047619048	0,076923077	0,074	3,013

Razão de Consistência 0,046

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	9
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	1	7
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,111111111	0,142857143	1
<b>Soma</b>	<b>1,3111</b>	<b>6,1429</b>	<b>17,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,762711864	0,813953488	0,529411765	0,702	3,439
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,162790698	0,411764706	0,242	3,185
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,084745763	0,023255814	0,058823529	0,056	3,025

Razão de Consistência 0,153

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	9
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	1	7
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,111111111	0,142857143	1
<b>Soma</b>	<b>1,3111</b>	<b>6,1429</b>	<b>17,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,762711864	0,813953488	0,529411765	0,702	3,439
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,162790698	0,411764706	0,242	3,185
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,084745763	0,023255814	0,058823529	0,056	3,025

Razão de Consistência 0,153

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,2	1
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>7,0000</b>	<b>1,4000</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	5/7	0,714285714	0,714285714	0,714	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
<b>Razão de Consistência</b>				<b>0,000</b>	

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>2,3333</b>	<b>2,3333</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,428571429	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
<b>Razão de Consistência</b>				<b>0,000</b>	

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>1,4762</b>	<b>8,3333</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,677419355	0,84	0,428571429	0,649	3,951
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,12	0,428571429	0,215	3,331
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,225806452	0,04	0,142857143	0,136	3,114
<b>Razão de Consistência</b>				<b>0,328</b>	

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,2	0,2
Degradação devido a problemas de Gestão	5	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	1	1
Soma	11,0000	2,2000	2,2000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,090909091	0,090909091	0,090909091	0,091	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	4/9	0,454545455	0,454545455	0,455	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,454545455	0,454545455	0,454545455	0,455	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,1428571	0,2
Degradação devido a problemas de Gestão	7	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	0,333333333	1
Soma	13,0000	1,4762	4,2000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,076923064	0,096774167	0,047619048	0,074	3,013
Degradação devido a problemas de Gestão	1/2	0,677419375	0,714285714	0,643	3,121
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,384615322	0,225806458	0,238095238	0,283	3,062
				Razão de Consistência	0,046

	Atividade	Alocação de recursos para o sistema de segurança	Salário dos sistemas de segurança	Carro mensal de segurança, incluindo custos de energia, aluguel	Equipamentos e materiais	Infraestrutura dos sistemas de segurança	Recursos humanos - Arrendados e todos as entidades	Resposta de sistema de segurança
Atividade	1	3	3	3	3	3	7	9
Alocação de recursos para o sistema de segurança	0,333	1	1	3	3	3	5	9
Salário dos sistemas de segurança	0,333	1,000	1	3	3	3	5	9
Carro mensal de segurança, incluindo custos de energia, aluguel	0,200	0,333	0,333	1	1	1	3	7
Equipamentos e materiais	0,200	0,333	0,333	1,000	1	1	3	7
Infraestrutura dos sistemas de segurança	0,200	0,333	0,333	1,000	1,000	1	3	7
Recursos humanos - Arrendados e todos as entidades	0,143	0,200	0,200	0,333	0,333	0,333	1	7
Resposta de sistema de segurança	0,111	0,111	0,111	0,143	0,143	0,143	0,143	1
Soma	2,521	6,311	6,311	14,476	14,476	14,476	27,143	36,000

	Atividade	Alocação de recursos para o sistema de segurança	Alocação de recursos para o sistema de segurança	Carro mensal de segurança, incluindo custos de energia, aluguel	Equipamentos e materiais	Infraestrutura dos sistemas de segurança	Recursos humanos - Arrendados e todos as entidades	Resposta de sistema de segurança	Atividade
Atividade	0,397	0,475	0,475	0,345	0,345	0,345	0,258	0,161	0,350
Alocação de recursos para o sistema de segurança	0,132	0,158	0,158	0,207	0,207	0,207	0,184	0,161	0,177
Salário dos sistemas de segurança	0,132	0,158	0,158	0,207	0,207	0,207	0,184	0,161	0,177
Carro mensal de segurança, incluindo custos de energia, aluguel	0,079	0,053	0,053	0,069	0,069	0,069	0,111	0,125	0,078
Equipamentos e materiais	0,079	0,053	0,053	0,069	0,069	0,069	0,111	0,125	0,078
Infraestrutura dos sistemas de segurança	0,079	0,053	0,053	0,069	0,069	0,069	0,111	0,125	0,078
Recursos humanos - Arrendados e todos as entidades	0,057	0,032	0,032	0,023	0,023	0,023	0,037	0,125	0,044
Resposta de sistema de segurança	0,044	0,018	0,018	0,010	0,010	0,010	0,005	0,018	0,017

## Alternativas

Critérios	Alternativas			Peso do Critério
	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	
Risco Técnico	0,702	0,242	0,056	0,350
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,702	0,242	0,056	0,177
Status dos sistemas de segurança	0,702	0,242	0,056	0,177
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,143	0,714	0,143	0,078
Envelhecimento e manutenção	0,429	0,429	0,143	0,078
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,649	0,215	0,136	0,078
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,091	0,455	0,455	0,044
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,074	0,643	0,283	0,017
Peso médio	0,595	0,308	0,097	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	7,00
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	9	3,00
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>1,3429</b>	<b>14,3333</b>	<b>11,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,744680851	0,348837209	0,636363636	0,577	4,926
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,627906977	0,272727273	0,350	9,960
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,106382979	0,023255814	0,090909091	0,074	3,707

Razão de Consistência 0,831

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	9	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>1,4444</b>	<b>10,3333</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,692307692	0,870967742	0,428571429	0,664	4,333
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,096774194	0,428571429	0,201	3,389
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,230769231	0,032258065	0,142857143	0,135	3,130

Razão de Consistência 0,161

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	9	9
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,111111111	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>1,2222</b>	<b>10,2000</b>	<b>15,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,818181818	0,882352941	0,6	0,767	3,736
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,098039216	0,333333333	0,174	3,186
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,090909091	0,019607843	0,066666667	0,059	3,032

Razão de Consistência 0,083

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	9	9
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	1	0,33
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,1111111111	3,03030303	1
<b>Soma</b>	<b>1,2222</b>	<b>13,0303</b>	<b>10,3300</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,818181818	0,690697674	0,87124879	0,793	3,344
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,076744186	0,031945789	0,067	3,020
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,090909091	0,23255814	0,096805421	0,140	3,068
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,102</b>

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	9	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	1	1
<b>Soma</b>	<b>1,3111</b>	<b>11,0000</b>	<b>7,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,762711864	0,818181818	0,714285714	0,765	3,091
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,090909091	0,142857143	0,106	3,014
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,152542373	0,090909091	0,142857143	0,129	3,013
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,027</b>

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	9	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	1	7
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,142857143	1
<b>Soma</b>	<b>1,3111</b>	<b>10,1429</b>	<b>13,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,762711864	0,887323944	0,384615385	0,678	4,791
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,098591549	0,538461538	0,241	3,675
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,152542373	0,014084507	0,076923077	0,081	3,094
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,222</b>

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	9	7
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	1	7
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	1
<b>Soma</b>	<b>1,2540</b>	<b>10,1429</b>	<b>15,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,797468354	0,887323944	0,466666667	0,717	4,369
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,098591549	0,466666667	0,218	3,450
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,113924051	0,014084507	0,066666667	0,065	3,059

Razão de Consistência 0,163

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	1
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	1	1
<b>Soma</b>	<b>2,1429</b>	<b>9,0000</b>	<b>3,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,466666667	0,777777778	0,333333333	0,526	3,845
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,111111111	0,333333333	0,170	3,224
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,466666667	0,111111111	0,333333333	0,304	3,293

Razão de Consistência 0,118

	Asses técnicas	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Suporte dos sistemas de segurança	Capex/marca de segurança de produtos e serviços humanos	Investimentos em manutenção	Atividades e operações dos sistemas de segurança	Recursos humanos - Alocados e todos associados	Participação de recursos sob a gestão da administração
Asses técnicas	1	9	7	7	9	9	7	7
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,111	1	9	9	7	7	7	7
Suporte dos sistemas de segurança	0,143	0,111	1	9	7	9	5	7
Capex/marca de segurança de produtos e serviços humanos	0,143	0,111	0,111	1	5	5	7	7
Investimentos em manutenção	0,111	0,143	0,143	0,200	1	9	7	7
Atividades e operações dos sistemas de segurança	0,111	0,143	0,111	0,200	0,111	1	7	7
Recursos humanos - Alocados e todos associados	0,143	0,143	0,200	0,143	0,143	0,143	1	7
Participação de recursos sob a gestão da administração	0,143	0,143	0,143	0,143	0,143	0,143	0,143	1
<b>Soma</b>	<b>1,905</b>	<b>10,794</b>	<b>17,708</b>	<b>26,686</b>	<b>29,397</b>	<b>40,286</b>	<b>41,143</b>	<b>50,000</b>

	Asses técnicas	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Capex/marca de segurança, produtos e serviços humanos	Investimentos em manutenção	Atividades e operações dos sistemas de segurança	Recursos humanos - Alocados e todos associados	Participação de recursos sob a gestão da administração	Participação de recursos sob a gestão da administração
Asses técnicas	0,525	0,834	0,395	0,262	0,306	0,223	0,170	0,140	0,357
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,058	0,093	0,508	0,337	0,238	0,174	0,170	0,140	0,215
Suporte dos sistemas de segurança	0,075	0,010	0,056	0,337	0,238	0,223	0,122	0,140	0,150
Capex/marca de segurança de produtos e serviços humanos	0,075	0,010	0,006	0,037	0,170	0,124	0,170	0,140	0,092
Investimentos em manutenção	0,058	0,013	0,008	0,007	0,034	0,223	0,170	0,140	0,082
Atividades e operações dos sistemas de segurança	0,058	0,013	0,006	0,007	0,004	0,025	0,170	0,140	0,053
Recursos humanos - Alocados e todos associados	0,075	0,013	0,011	0,005	0,005	0,004	0,024	0,140	0,035
Participação de recursos sob a gestão da administração	0,075	0,013	0,008	0,005	0,005	0,004	0,003	0,020	0,017

## Alternativas

Critérios		Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Peso do Critério
	Risco Técnico	0,664	0,201	0,135	0,357
	Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,664	0,201	0,135	0,215
	Status dos sistemas de segurança	0,767	0,201	0,059	0,150
	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,793	0,067	0,140	0,092
	Envelhecimento e manutenção	0,765	0,106	0,129	0,082
	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,678	0,241	0,081	0,053
	Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,717	0,218	0,065	0,035
	Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,526	0,170	0,304	0,017
	Peso médio	0,700	0,183	0,121	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>2,2000</b>	<b>2,2000</b>	<b>11,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,454545455	0,454545455	0,454545455	0,455	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	4/9	0,454545455	0,454545455	0,455	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,090909091	0,090909091	0,090909091	0,091	3,000
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,000</b>

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	0,33
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	1	1
<b>Soma</b>	<b>7,0000</b>	<b>2,3333</b>	<b>2,3333</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,428571429	0,428571429	0,428571429	0,429	3,000
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,000</b>

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	7
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>1,3429</b>	<b>6,3333</b>	<b>11,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,744680851	0,789473684	0,636363636	0,724	3,141
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,157894737	0,272727273	0,193	3,043
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,106382979	0,052631579	0,090909091	0,083	3,014
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,046</b>

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	1	0,3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,33333333	3,33333333	1
Soma	1,5333	9,3333	4,3000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,652173913	0,535714286	0,697674419	0,629	3,099
Degradação devido a problemas de Gestão	1/8	0,107142857	0,069767442	0,102	3,015
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,217391304	0,357142857	0,23255814	0,269	3,048
				Razão de Consistência	0,038

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33	0,33
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	0,33
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3,03030303	3,03030303	1
Soma	7,0606	4,3603	1,6600

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,141630901	0,075682813	0,198795181	0,139	3,049
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,229341858	0,198795181	0,286	3,135
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,429184549	0,694975328	0,602409639	0,576	3,235
				Razão de Consistência	0,099

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,33333333	1	1
Soma	1,6667	5,0000	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,6	0,6	0,6	0,600	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
				Razão de Consistência	0,000

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
Soma	1,6667	4,3333	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,6	0,692307692	0,428571429	0,574	3,230
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	0,230769231	0,428571429	0,286	3,133
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,076923077	0,142857143	0,140	3,049

Razão de Consistência 0,097

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	3	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	1	1
Soma	1,6667	5,0000	5,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,6	0,6	0,6	0,600	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000

Razão de Consistência 0,000

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Status dos sistemas de segurança	Conhecimento de segurança, competências e recursos humanos	Investimento e manutenção	Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos perigosos – Acidentes e lições aprendidas	Perceção do sucesso pelo alto nível de administração
Risco Técnico	1	1	3	5	0,33	1	3	0,33
Alocação de recursos para sistemas de segurança	1,000	1	1	3	1	1	1	1
Status dos sistemas de segurança	0,333	1,000	1	1	0,33	1	5	3
Conhecimento de segurança, competências e recursos humanos	0,200	0,333	1,000	1	3	3	0,3	5
Investimento e manutenção	3,000	1,000	3,050	0,333	1	1	3	0,3
Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	1,000	1,000	1,000	0,333	1,000	1	3	5
Eventos perigosos – Acidentes e lições aprendidas	0,333	1,000	0,200	3,333	0,333	0,333	1	3
Perceção do sucesso pelo alto nível de administração	3,050	1,000	0,333	0,200	3,333	0,200	0,333	1
Soma	9,897	7,333	10,564	14,200	10,350	8,533	16,633	18,650

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Conhecimento de segurança, competências e recursos humanos	Investimento e manutenção	Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos perigosos – Acidentes e lições aprendidas	Perceção do sucesso pelo alto nível de administração	Peso do Critério
Risco Técnico	0,101	0,136	0,284	0,352	0,052	0,117	0,180	0,018	0,153
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,101	0,136	0,095	0,211	0,097	0,117	0,060	0,054	0,109
Status dos sistemas de segurança	0,034	0,136	0,095	0,070	0,032	0,117	0,301	0,161	0,118
Conhecimento de segurança, competências e recursos humanos	0,020	0,043	0,095	0,070	0,290	0,352	0,018	0,268	0,145
Investimento e manutenção	0,303	0,136	0,287	0,023	0,097	0,117	0,180	0,016	0,145
Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	0,101	0,136	0,095	0,023	0,097	0,117	0,180	0,268	0,127
Eventos perigosos – Acidentes e lições aprendidas	0,034	0,136	0,019	0,235	0,032	0,039	0,060	0,161	0,090
Perceção do sucesso pelo alto nível de administração	0,306	0,136	0,032	0,014	0,323	0,023	0,020	0,054	0,114

## Alternativas

Critérios		Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Peso do Critério
	Risco Técnico	0,143	0,429	0,429	0,153
	Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,143	0,429	0,429	0,109
	Status dos sistemas de segurança	0,724	0,429	0,083	0,118
	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,629	0,102	0,269	0,145
	Envelhecimento e manutenção	0,139	0,286	0,576	0,145
	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,600	0,200	0,200	0,127
	Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,574	0,286	0,140	0,090
	Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,600	0,200	0,200	0,114
	Peso médio	0,430	0,293	0,305	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,2	1
Soma	1,4762	8,2000	9,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,677419355	0,853658537	0,333333333	0,621	4,488
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,12195122	0,555555556	0,258	3,677
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,225806452	0,024390244	0,111111111	0,120	3,149

Razão de Consistência 0,201

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	5	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	1
Soma	1,4000	6,2000	11,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,714285714	0,806451613	0,454545455	0,658	3,594
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,161290323	0,454545455	0,253	3,274
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,032258065	0,090909091	0,089	3,055

Razão de Consistência 0,080

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	7
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	6
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,166666667	1
Soma	1,2857	8,1667	14,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,777777778	0,857142857	0,5	0,712	3,836
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	0,12244898	0,428571429	0,221	3,300
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,111111111	0,020408163	0,071428571	0,068	3,047

Razão de Consistência 0,102

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>1,4762</b>	<b>8,2000</b>	<b>9,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,677419355	0,853658537	0,333333333	0,621	4,488
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,12195122	0,555555556	0,258	3,677
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,225806452	0,024390244	0,111111111	0,120	3,149
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,201</b>

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,333333333	1
<b>Soma</b>	<b>1,3429</b>	<b>8,3333</b>	<b>9,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para a alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,744680851	0,84	0,555555556	0,713	3,532
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	0,12	0,333333333	0,187	3,154
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,14893617	0,04	0,111111111	0,100	3,048
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,064</b>

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	5
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	5
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,2	0,2	1
<b>Soma</b>	<b>1,3429</b>	<b>8,2000</b>	<b>11,0000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,744680851	0,853658537	0,454545455	0,684	3,972
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	0,12195122	0,454545455	0,228	3,364
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,14893617	0,024390244	0,090909091	0,088	3,071
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,122</b>

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	3
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	3
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,333333333	0,333333333	1
Soma	1,4762	8,3333	7,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,677419355	0,84	0,428571429	0,649	3,951
Degradação devido a problemas de Gestão	0	0,12	0,428571429	0,215	3,331
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,225806452	0,04	0,142857143	0,136	3,114

Razão de Consistência 0,121

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	7	7
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	1	7
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,142857143	0,142857143	1
Soma	1,2857	8,1429	15,0000

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,777777778	0,859649123	0,466666667	0,701	3,981
Degradação devido a problemas de Gestão	1/9	0,122807018	0,466666667	0,234	3,381
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,111111111	0,01754386	0,066666667	0,065	3,051

Razão de Consistência 0,122

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Estado dos sistemas de segurança	Conhecimento de segurança, conformidade e recursos humanos	Eficiência e manutenção	Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos de risco – Arrendados e Itens próprios	Perigo do sucesso pelo alto nível de administração
Risco Técnico	1	5	5	7	9	7	7	5
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,200	1	3	5	5	5	9	7
Estado dos sistemas de segurança	0,200	0,333	1	5	3	7	9	9
Conhecimento de segurança, conformidade e recursos humanos	0,143	0,200	0,200	1	3	3	9	5
Eficiência e manutenção	0,111	0,200	0,333	0,333	1	7	7	5
Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	0,143	0,200	0,143	0,333	0,143	1	7	7
Eventos de risco – Arrendados e Itens próprios	0,143	0,111	0,111	0,111	0,143	0,143	1	7
Perigo do sucesso pelo alto nível de administração	0,200	0,143	0,111	0,200	0,200	0,143	0,143	1
Soma	2,140	7,187	9,898	18,978	21,486	30,286	49,143	46,000

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Conhecimento de segurança, conformidade e recursos humanos	Eficiência e manutenção	Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos de risco – Arrendados e Itens próprios	Perigo do sucesso pelo alto nível de administração	Risco Crítico
Risco Técnico	0,467	0,696	0,505	0,369	0,419	0,231	0,142	0,109	0,567
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,093	0,139	0,303	0,263	0,233	0,165	0,183	0,152	0,192
Estado dos sistemas de segurança	0,093	0,046	0,101	0,263	0,140	0,231	0,183	0,196	0,157
Conhecimento de segurança, conformidade e recursos humanos	0,067	0,028	0,020	0,053	0,140	0,099	0,183	0,109	0,087
Eficiência e manutenção	0,052	0,028	0,034	0,018	0,047	0,231	0,142	0,109	0,082
Eficiência e eficácia dos sistemas de segurança	0,067	0,028	0,014	0,018	0,007	0,033	0,142	0,152	0,058
Eventos de risco – Arrendados e Itens próprios	0,067	0,015	0,011	0,006	0,007	0,005	0,020	0,152	0,035
Perigo do sucesso pelo alto nível de administração	0,093	0,020	0,011	0,011	0,009	0,005	0,005	0,022	0,022

## Alternativas

		Alternativas			
Critérios		Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Peso do Critério
	Risco Técnico	0,658	0,253	0,089	0,367
	Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,658	0,253	0,089	0,192
	Status dos sistemas de segurança	0,712	0,253	0,068	0,157
	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,621	0,258	0,120	0,087
	Envelhecimento e manutenção	0,713	0,187	0,100	0,082
	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,684	0,228	0,088	0,058
	Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,649	0,215	0,136	0,035
	Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,701	0,234	0,065	0,022
	Peso médio	0,670	0,245	0,090	1,000

**Critério - Risco Técnico**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,142857143	0,333333333
Degradação devido a problemas de Gestão	7	1	1
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	1	1
<b>Soma</b>	<b>11,0000</b>	<b>2,1429</b>	<b>2,3333</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,090909091	0,066666667	0,142857143	0,100	3,024
Degradação devido a problemas de Gestão	2/3	0,466666667	0,428571429	0,511	3,136
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,272727273	0,466666667	0,428571429	0,389	3,083

Razão de Consistência 0,057

**Critério - Alocação de recursos para sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	0,2
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	0,142857143
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	7	1
<b>Soma</b>	<b>7,0000</b>	<b>9,0000</b>	<b>1,3429</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,142857143	0,111111111	0,14893617	0,134	3,005
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,111111111	0,106382979	0,120	3,005
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,714285714	0,777777778	0,744680851	0,746	3,028

Razão de Consistência 0,009

**Critério - Status dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	0,333333333
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	0,2
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	5	1
<b>Soma</b>	<b>5,0000</b>	<b>7,0000</b>	<b>1,5333</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,142857143	0,217391304	0,187	3,015
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	0,142857143	0,130434783	0,158	3,015
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,6	0,714285714	0,652173913	0,655	3,058

Razão de Consistência 0,021

**Critério - Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	0,33333333
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	0,33333333
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	3	1
<b>Soma</b>	<b>5,0000</b>	<b>5,0000</b>	<b>1,6667</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,6	0,6	0,6	0,600	3,000
<b>Razão de Consistência</b>					<b>0,000</b>

**Critério - Envelhecimento e manutenção**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	0,33333333
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	0,33333333
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	3	1
<b>Soma</b>	<b>5,0000</b>	<b>5,0000</b>	<b>1,6667</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,2	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	1/5	0,2	0,2	0,200	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,6	0,6	0,6	0,600	3,000
<b>Razão de Consistência</b>					<b>0,000</b>

**Critério - Esforços e eficácia dos sistemas de segurança**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	0,33333333	0,33333333
Degradação devido a problemas de Gestão	3	1	0,2
Degradação devido a problemas de ação reguladora	3	5	1
<b>Soma</b>	<b>7,0000</b>	<b>6,3333</b>	<b>1,5333</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para Status dos Sistemas de Segurança	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,142857143	0,052631579	0,217391304	0,138	3,089
Degradação devido a problemas de Gestão	3/7	0,157894737	0,130434783	0,239	3,250
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,428571429	0,789473684	0,652173913	0,623	3,579
<b>Razão de Consistência</b>					<b>0,079</b>

**Critério -Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	1
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	0,33333333
Degradação devido a problemas de ação reguladora	1	3	1
<b>Soma</b>	<b>3,0000</b>	<b>5,0000</b>	<b>2,3333</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos do Risco	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,33333333	0,2	0,428571429	0,321	3,119
Degradação devido a problemas de Gestão	1/3	0,2	0,142857143	0,225	3,094
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,33333333	0,6	0,428571429	0,454	3,196
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,096</b>

**Critério -Percepção do sucesso pelo alto nível da administração**

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora
Degradação devido a problemas de Engenharia	1	1	0,2
Degradação devido a problemas de Gestão	1	1	0,2
Degradação devido a problemas de ação reguladora	5	5	1
<b>Soma</b>	<b>7,0000</b>	<b>7,0000</b>	<b>1,4000</b>

	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	Pesos para alocação de recursos	Medida de Consistência
Degradação devido a problemas de Engenharia	0,142857143	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
Degradação devido a problemas de Gestão	1/7	0,142857143	0,142857143	0,143	3,000
Degradação devido a problemas de ação reguladora	0,714285714	0,714285714	0,714285714	0,714	3,000
				<b>Razão de Consistência</b>	<b>0,000</b>

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Status dos sistemas de segurança	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	Envelhecimento e manutenção	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	Percepção do sucesso pelo alto nível de administração
Risco Técnico	1	0,33333333	0,33333333	0,33333333	1	0,33333333	0,33333333	0,2
Alocação de recursos para sistemas de segurança	3,000	1	0,33333333	1	1	0,33333333	0,33333333	0,33333333
Status dos sistemas de segurança	3,000	3,000	1	0,33333333	0,2	1	0,33333333	0,33333333
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	3,000	1,000	3,000	1	1	1	0,33333333	0,33333333
Envelhecimento e manutenção	1,000	1,000	5,000	1,000	1	0,33333333	0,2	0,2
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	3,000	3,000	1,000	1,000	3,000	1	0,33333333	0,2
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	3,000	3,000	3,000	3,000	5,000	3,000	1	1
Percepção do sucesso pelo alto nível de administração	5,000	3,000	3,000	3,000	5,000	5,000	1,000	1
Soma	22,000	15,333	16,667	10,667	17,200	12,000	3,967	3,600

	Risco Técnico	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Alocação de recursos para sistemas de segurança	Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	Envelhecimento e manutenção	Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	Percepção do sucesso pelo alto nível de administração	Peso do Critério
Risco Técnico	0,045	0,022	0,020	0,031	0,058	0,028	0,086	0,056	0,043
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,136	0,065	0,020	0,094	0,058	0,028	0,086	0,093	0,073
Status dos sistemas de segurança	0,136	0,196	0,060	0,031	0,012	0,083	0,086	0,093	0,087
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,136	0,065	0,180	0,094	0,058	0,083	0,086	0,093	0,099
Envelhecimento e manutenção	0,045	0,065	0,300	0,094	0,058	0,028	0,052	0,056	0,087
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,136	0,196	0,060	0,094	0,174	0,083	0,086	0,056	0,111
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,136	0,196	0,180	0,281	0,291	0,250	0,259	0,278	0,234
Percepção do sucesso pelo alto nível de administração	0,227	0,196	0,180	0,281	0,291	0,417	0,259	0,278	0,266

## Alternativas

Critérios	Alternativas			Peso do Critério
	Degradação devido a problemas de Engenharia	Degradação devido a problemas de Gestão	Degradação devido a problemas de ação reguladora	
Risco Técnico	0,134	0,120	0,746	0,043
Alocação de recursos para sistemas de segurança	0,134	0,120	0,746	0,073
Status dos sistemas de segurança	0,187	0,120	0,655	0,087
Conhecimento de Segurança, competências e recursos humanos	0,200	0,200	0,600	0,099
Envelhecimento e manutenção	0,200	0,200	0,600	0,087
Esforços e eficácia dos sistemas de segurança	0,138	0,239	0,623	0,111
Eventos perigosos – Aprendizados e lições aprendidas	0,321	0,225	0,454	0,234
Percepção do sucesso pelo alto nível da administração	0,143	0,143	0,714	0,266
Peso médio	0,197	0,179	0,621	1,000