



QUANTIFICAÇÃO DO IMPACTO DE FATORES HUMANOS E
ORGANIZACIONAIS EM PROBABILIDADES DE FALHA HUMANA USADAS
EM ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA

Antonio Carlos de Oliveira Ribeiro

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: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Rio de Janeiro

Março de 2012

QUANTIFICAÇÃO DO IMPACTO DE FATORES HUMANOS E
ORGANIZACIONAIS EM PROBABILIDADES DE FALA HUMANA USADAS EM
ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA

Antonio Carlos de Oliveira Ribeiro

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. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Prof. Jose Antonio Carlos Canedo Medeiros, D.Sc.

Prof. Paulo Victor Rodrigues de Carvalho, D.Sc.

Prof. Enrique Andrés López Droguett, Ph.D.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2012

Ribeiro, Antonio Carlos de Oliveira

Quantificação do impacto de fatores humanos e organizacionais em probabilidades de falha humana usadas em análise probabilística de segurança/ Antonio Carlos de Oliveira Ribeiro. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2012.

XIV, 144 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2012.

Referências Bibliográficas: p. 113-122.

1. Análise de Confiabilidade Humana. 2. Probabilidade de Falha Humana. I. Frutuoso e Melo, Paulo Fernando Ferreira. 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.)

QUANTIFICAÇÃO DO IMPACTO DE FATORES HUMANOS E
ORGANIZACIONAIS EM PROBABILIDADES DE FALHA HUMANA USADAS
EM ANÁLISES PROBABILÍSTICAS DE SEGURANÇA

Antonio Carlos de Oliveira Ribeiro

Março/2012

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho tem como objetivo apresentar uma metodologia para permitir a incorporação de elementos representativos de condições de uma instalação na determinação da probabilidade de falha humana (PFH), usada para estudos de confiabilidade humana e análises probabilísticas de segurança em instalações nucleares e plantas de processo. É apresentada uma abordagem sobre a predominância do fator humano como causa de acidentes, assim como as metodologias existentes para a determinação de PFH com as suas deficiências em incorporar os elementos sócio-técnicos que as mesmas influenciam, como por exemplo: projetos adequados, treinamentos, procedimentos, comunicação, cultura de segurança, controle de modificações no processo produtivo, planos de emergência, investigação de acidentes, fatores ambientais, manutenção, carga de trabalho e interface homem-máquina. Uma modelagem matemática é proposta para a incorporação destes elementos de modo a levar em conta os pesos contribuintes de cada um deles, assim como a medição do grau de implantação dos mesmos. Com isso, cria-se um fator que irá modificar valores de PFH de metodologias já existentes, fornecendo valores que refletem melhor a realidade das instalações. Com um estudo de caso do acidente ocorrido em 1999 na planta de Tokaimura no Japão, o modelo é aplicado, demonstrando-se a metodologia inovadora proposta nesta tese.

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

QUANTIFICATION OF THE IMPACT OF HUMAN AND ORGANIZATIONAL
FACTORS IN HUMAN FAILURE PROBABILITIES USED IN PROBABILISTIC
SAFETY ANALYSIS

Antonio Carlos de Oliveira Ribeiro

March/2012

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

The aim of this thesis is to present a methodology that allows the incorporation of elements that represent the facility conditions in determining the human error probability (HEP) used in human reliability studies and also in probabilistic safety analysis in process plants. It is presented in this thesis an approach to show the predominance of the human factor as cause of accidents, as well as the existing methodologies for the determination of HEP with their deficiencies in incorporating socio-technical elements that have influence on it. Such elements are: inappropriate designs, training, procedures, communication, safety culture, management in the production process changes, emergency planning, accident investigation, environmental factors, maintenance workload and human-machine interface. A mathematical model is proposed to incorporate these elements taking in account their contribution weights on that as well as measuring their degree of implementation on the plant. This creates a factor that can modify the existing PFH values on existing methodologies, giving values that better reflect the reality of the installations. With a case study based on the accident occurred in 1999 in Tokaimura - Japan, the model is applied, demonstrating the new methodology proposed in this thesis.

SUMÁRIO

Pág

1	- Introdução.....	
1.1	- Exórdio.....	1
1.2	- Objetivo	2
1.3	Relevância e Originalidade.....	4
2	- Revisão Bibliográfica.....	8
3	- Falhas humanas e as organizações no contexto da análise de confiabilidade humana	11
3.1	- Falhas Humanas e Metodologias de Quantificação Existentes.....	11
3.1.1	- Análise das falhas humanas no acidente 'Three Mile Island,' Unidade 2.....	16
3.1.2	Modelo de avaliação probabilística de segurança.....	17
3.1.3	Condições da Planta.....	19
	3.1.3.1- Parâmetros de processo.....	19
	3.1.3.2 Condições fora do padrão.....	19
3.1.4	- Fatores delimitadores do desempenho humano.....	20
3.1.5	- Contexto forçador do erro.....	21
3.1.6	- Mecanismos de erro.....	21
3.1.7	- Ações inseguras.....	23
3.1.8	- Exemplos de Erro humano	23
	3.1.8.1- Evento de falha humana.....	23
	3.1.8.2 Erro de comissão.....	24
	3.1.8.3- Erro de omissão.....	24

	Pág
4 - Modelos existentes de Análise de Confiabilidade Humana (ACH).....	27
4.1 - Caracterização dos Modelos de ACH	30
4.2 - Modelos de ACH relacionados à Tarefa.....	30
4.3 - Modelos de ACH Relacionados com o Tempo.....	34
4.4 - Modelos de ACH Relacionados com o Contexto.....	36
4.5 - Comparação entre as Metodologias.....	42
5 - Estabelecimento de um modelo para a quantificação do impacto de fatores influenciadores na Probabilidade de Falha Humana (PFH).....	
5.1 - Discussões preliminares.....	46
5.1.1 - Mapas cognitivos.....	46
5.1.2 - Análise retrospectiva de ocorrências	47
5.1.3 - Arquétipos de segurança.....	55
5.2 - Estabelecimento do modelo proposto.....	62
5.3 - Apresentação do modelo.....	66
5.4 Incorporando o fator resultante do modelo (fator β), da instalação, na estimação da PFH	83
6 - Aplicação do modelo proposto com um estudo de caso.....	86
Conclusões e recomendações	108
Referências bibliográficas	113
ANEXO 1	123

LISTA DE FIGURAS

	pág
Figura 1	- Evolução das causas de acidentes adaptado de Hollnagel (2004) 2
Figura 2	- Classificação de erros humanos (REASON, 1994) 13
Figura 3	- Modelo de pirâmide de Eventos de Segurança 54
Figura 4	- Distribuição dos eventos quanto as suas conseqüências (Dupont,1990) 55
Figura 5	Arquétipo 1– Tópicos de segurança estagnados em face de avanços tecnológicos 56
Figura 6	Arquétipo 2 - Diminuição da consciência de segurança 57
Figura 7	Arquétipo 3 - Efeitos não intencionais colaterais de soluções de segurança 58
Figura 8	Arquétipo 4 - Fixação em sintomas e não nas verdadeiras causas 59
Figura 9	Arquétipo 5 - Corrosão da Segurança 60
Figura 10	Modelo para fatores humanos numa instalação de processo produtivo. OGP model 2005. (OGP- International Association of Oil & Gás Producers) adaptado do CCPS (2007) 65
Figura 11	Representação da modificação da PFH pelo uso de pesos dos elementos influenciadores (adaptado de Kariuki , 2007) 66
Figura 12	Planilha de influência entre fatores 68
Figura 13	Mapa cognitivo agregado, gerado a partir da planilha da Figura 12 69
Figura 14	Planilha para elicitación de opinião de especialistas 71
Figura 15	Representação gráfica da tabela 5 74
Figura 16	Ciclo PDCA. (Deming) 76
Figura 17	Critério de pontuação para r_i 81
Figura 18	Variación da PFH em função do fator β 85
Figura 19	Fluxograma de processo de fabricação da planta de Tokaimura (procedimento original e procedimento modificado pelos operadores) 90

		pág
Figura 20	Arvore de eventos de Tokaimura	94
Figura 21	Influência relativa dos elementos na planta de Tokaimura na ocasião do acidente de 1999 [estimativa efetuada pelo autor a partir de evidências existentes em relatórios de análise do acidente tais como Furuta (2000)].....	111

LISTA DE TABELAS

	pág
Tabela 1	- Relação de influência entre os Fatores Delimitadores do Desempenho Humano e os Mecanismos de Erro 21
Tabela 2	- Incidência de ocorrências anormais por ano 52
Tabela 3	- Resumo da incidência dos arquétipos nos incidentes analisados 61
Tabela 4	- Valores de ponderação do mapa cognitivo (Nota 1) 70
Tabela 5	Pesos dos elementos influenciadores na PFH por opinião de especialistas 72
Tabela 6	Incidência de contribuição dos elementos nas ocorrências anormais analisadas 73
Tabela 7	Ponderação da influência dos elementos (Nota 3) 75
Tabela 8	Grau de implantação do elemento 1 (Figura 10) com implementação excelente 78
Tabela 9	Grau de implantação do elemento 1 (Figura 7) com baixo desempenho 79
Tabela 10	Definição de pontuação para o grau de implantação dos elementos (r_i) 81
Tabela 11	Valores de r_i para a planta de Tokaimura 82
Tabela 12	Exemplos de diferentes PFH com faixa de intervalo de distribuição de incerteza (THERP) 83
Tabela 13	Identificação de atos inseguros pela ATHEANA 92
Tabela 14	Valores de PFH baseados em estimativas da CREAM e THERP 95
Tabela 15	Fator β para o evento A da árvore de eventos (Figura 19) 96
Tabela 16	Fator β para o evento B da árvore de eventos (Figura 19) 97
Tabela 17	Fator β para o evento C da árvore de eventos (Figura 19) 98
Tabela 18	Fator β para o evento D da árvore de eventos (Figura 19) 99
Tabela 19	Fator β para o evento E da árvore de eventos (Figura 19) 100
Tabela 20	Fator β para o evento F da árvore de eventos (Figura 19) 101
Tabela 21	Fator β para o evento G da árvore de eventos (Figura 19) 102
Tabela 22	Fator β para o evento H da árvore de eventos (Figura 19) 103

		pág
Tabela 23	Cálculo da PFH final modificada para o acidente de Tokaimura	104
Tabela 24	Cálculo da PFH final modificada para o acidente de Tokaimura (valores PFHUB)	105
Tabela 25	Cálculo da PFH final modificada para o acidente de Tokaimura (valores PFHLB)	106
Tabela 26	Análise de sensibilidade do modelo	107

LISTA DE SIGLAS

ABIQUIM	Associação Brasileira da Indústria Química
ACH	Análise de Confiabilidade Humana
AIEA	Agência Internacional de Energia Atômica
AIPA	Análise de Iniciação e Progressão de Acidentes
ANS	American Nuclear Society (Sociedade Nuclear Americana)
APS	Análise Probabilística de Segurança
AQR	Análise Quantitativa de Risco
ATHEANA	Technique for Human Error Analysis (Técnica para Análise de Erro Humano)
BWR	Boiling Water Reactors (Reatores a Água Fervente)
CBDT	Cause Based Decision Tree (Árvore de Decisão Baseada em Causa)
CCPS	Center for Chemical Process Safety (Centro de Segurança de Processos Químicos)
CFE	Condições que Forçam o Erro
CFF	Cognitive Failure Function (Função de Falha Cognitiva Generalizada)
CPCs	Comuns Performace Condition (Condições Comuns de Desempenho)
CPE	Condições Produtoras de Erro
CREAM	Cognitive Reliability Error Analysis Method (Método de Análise de Erros Cognitivos em Confiabilidade)
CRT	Cathode Ray Tube (Tubo de Raios Catódicos)
EdF	Electricité de France (Companhia de Eletricidade da França)
EF	Error Factor (Fator de Erro)
EPRI	Electric Power Research Institute (Instituto de Pesquisa de Energia Elétrica)
ESD	Events Sequence Diagrams (Diagramas de Sequência de Eventos)
FDP	Função Densidade de Probabilidade
FLIM	Failure Likelihood Index Method (Método do Índice de Probabilidade de Falha)
FRAM	Functional Resonance Analysis Method (Método de Análise Funcional de Ressonâncias)

GP/ORNL	Group Study / Oak Ridge National Laboratory (Grupo de Estudo do Laboratório Nacional do Oak Ridge)
HCR	Human Cognitive Reliability (Confiabilidade Humana Cognitiva)
HDT	Método Holístico de Árvore de Falha
HDT	Holistic Decision Tree (Árvore Holística de Decisões)
HEART	Human Error Assessment and Reduction Technique (Técnica de Avaliação e Redução do Erro Humano)
HPLV	Valor Limite de Desempenho Humano
HRO	High Reliability Organizations (Organizações de Alta Confiabilidade)
HTGR	High Temperature Gas Reactor (Reatores de Alta Temperatura Resfriados a Gás)
IDAC	Information processing (I), Problem solving and Decision-making (D), Action executivo (A), of a Crew (C) (Processamento de Informação, Solução de problemas e Tomada de decisão, Execução de ação de uma equipe de operação)
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (Instituto de Engenheiros Elétricos e Eletrônicos)
I-Risk	Integrated Risk Methodology (Metodologia de Risco Integrada)
JCO	Companhia Elétrica de Tóquio
LOPA	Layer of Protection Analysis (Análise de Camadas de Proteção)
MERMOS	Méthode d’Evaluation de Réalisation des Missions Opérateur pour la Sûreté (Método de Avaliação da Realização da Missão dos Operadores para a Segurança)
MIT	Massachusetts Institute of Technology (Instituto Tecnológico de Massachusetts)
NARA	Nuclear Action Reliability Assessment (Avaliação da Confiabilidade de Ação Nuclear)
NASA	National Aeronautics and Space Administration (Administração Nacional de Aeronáutica e Espaço)
NAT	Normal Accident Theory (Teoria de Acidentes Normais)
OGP	International Association of Oil & Gas Producers (Associação Internacional de Produtores de Óleo e Gás)

OIT	Organização Internacional do Trabalho
ORE	Operator Reliability Experiments (Experimentos de Confiabilidade de Operador)
OSHA	Occupational Safety and Health Administration (Administração da Saúde e Segurança Ocupacionais)
PDSA	Planejar-Fazer-Estudar-Agir
PFH	Probabilidade de Falha Humana
PRAs	Probabilistic Risk Assessment (Avaliação Probabilística de Risco)
PRISMA	Prevention and Recovery Information System for Monitoring and Analysis (Sistema de Informação para Prevenção e Recuperação para Monitoração e Análise)
OS	Permissão de Serviço
PSF	Performance Shaping Factors (Fatores Delimitadores de Desempenho Humano)
PWR	Pressurized Water Reactors (Reatores a Água Pressurizada)
SBLOCA	Small Breack Loss of Coolant Accident (Acidente com Pequena Perda de refrigerante)
SGTR	Steam Generator Tube Rupture (Ruptura de tubo no gerador de vapor)
SLIM	Success Likelihood Index Method (Método do Índice de Probabilidade de Sucesso)
SPAR-H	Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis (Análise Padronizada de Plantas – Análise de Confiabilidade Humana e de Risco)
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction (Técnica para Predição de Taxa de Falha Humana)
TMI	Three Mile Island
TRCs	Temporal Reliability Curves (Curvas Temporais de Confiabilidade)
USNRC (NRC)	United States Nuclear Regulatory Commission (Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos)

CAPÍTULO 1- Introdução

1.1 - Exórdio

A globalização crescente da economia mundial vem tornando o ambiente que envolve as organizações cada vez mais complexo, onde mudanças de cenário ocorrem de forma dinâmica, não linear e imprevisível, segundo ritmos acelerados, impondo às organizações uma necessidade permanente de mudanças para se adaptarem às condições impostas para o seu sucesso. A gestão adequada das oportunidades e ameaças criadas por este cenário passou a constituir um fator decisivo para a competitividade das organizações e até mesmo para a sua sobrevivência. Neste sentido a implantação de sistemas de gestão organizacional tem merecido especial atenção dos líderes destas organizações, assim como tem despertado o interesse científico pela pesquisa de novas abordagens e procedimentos metodológicos que auxiliem os processos de definição e acompanhamento de estratégias e de tomada de decisões e, de uma maneira mais ampla, que propiciem a busca da excelência pelas organizações.

No âmbito de organizações que lidam com tecnologias perigosas, a ocorrência de acidentes é uma constatação. Os sistemas de gestão dessas organizações devem tornar o risco relacionado aos seus processos produtivos cada vez mais protegido e manejável, e por isso requerem aprimoramentos. No caso específico do setor de geração núcleo - elétrica, a ocorrência de um novo acidente, mesmo que de pequenas proporções e independentemente de sua localização, além dos impactos e prejuízos que podem ser causados aos seres humanos, ao meio ambiente e à organização, existem também os danos à continuidade de todo este setor em nível mundial. Este contexto torna a segurança um fator determinante não apenas para o sucesso, mas também para o desenvolvimento sustentável e para a própria sobrevivência do setor. Assim, a busca da excelência em operações que lidam com tecnologia perigosa não se restringe apenas à gestão dos aspectos relacionados com a sua competitividade, mas envolve também a gestão dos aspectos relacionados com a sua segurança.

Pode-se observar, na última década, uma grande melhoria e evolução dos aspectos tecnológicos, mas o mesmo não ocorreu com relação aos fatores humanos e organizacionais.

O histórico de acidentes em instalações que lidam com tecnologias perigosas mostra claramente que os fatores humanos e organizacionais têm uma importância relativamente crescente nas causas dos acidentes, quando comparados com os fatores tecnológicos, como pode ser visto na figura 1.

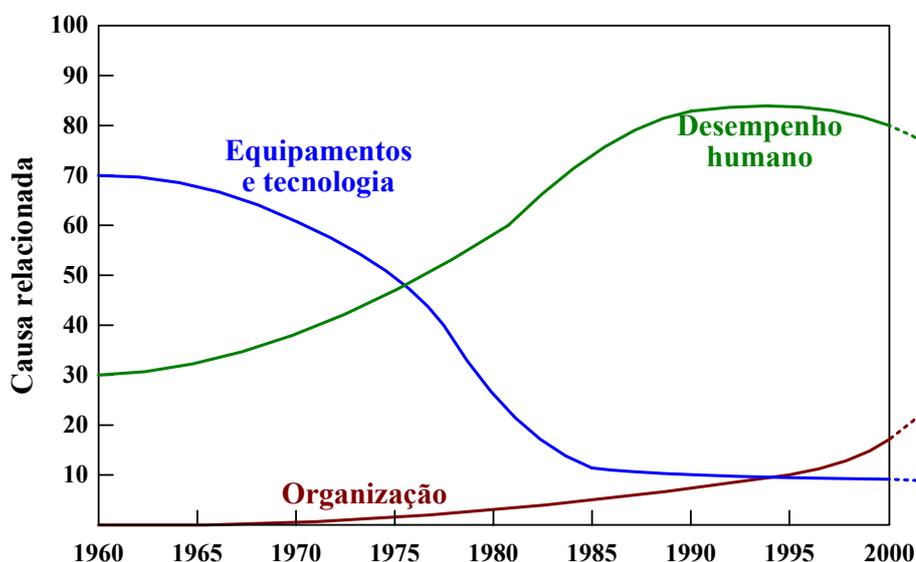


Figura 1 - Evolução das causas de acidentes adaptado de Hollnagel (2004)

1.2 – Objetivo

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. É altamente desejável que a busca do aprimoramento das condições de segurança das organizações que lidam com tecnologia perigosa tenha o desenvolvimento de uma representação conceptual, que permita demonstrar como fatores sociais e organizacionais influenciam no resultado final da confiabilidade humana de seus colaboradores. Esta representação conceptual vamos chamar de modelo.

Este trabalho tem o objetivo de estabelecer um modelo que permita ajustar as PFH atualmente usadas nas análises probabilísticas de segurança (APS) efetuadas na

industria nuclear, assim como nas análises semi-quantitativas de riscos nas indústrias de processo, como por exemplo a LOPA.

Diferentes indústrias parecem exibir mais ou menos maturidade quando pensam sobre o erro humano como fator contribuinte para a ocorrência de eventos negativos. Como exemplo, em um estudo a respeito de investigação de acidentes praticados em diversos ramos industriais da Suécia (REIMAN et alii, 2011), foi encontrado que investigadores de acidentes de algumas atividades (Ex: ferrovias) tinham tendência a creditar mais as causas dos acidentes a erros humanos. Em outras áreas, eles davam mais atenção a vários contextos que influenciavam o desempenho humano. Uma interessante questão no contexto desta evidência é que uma menor maturidade de ponto de vista a respeito do erro humano pode explicar tendências coletivas errôneas quando se abordam os mesmos. Adicionalmente, é bem sabido que uma forte tendência em culpar o desempenho humano contribui para desenvolver uma cultura organizacional onde as pessoas são relutantes em reportar os eventos negativos com medo de serem expostas e culpadas, assim como contribui para reduzir a importância do papel do homem nos processos produtivos como, por exemplo, os mais automatizados. Estas tendências relativas ao comportamento do homem e das organizações podem ser assumidas com influenciadoras nos projetos e em todas as atividades em geral de todo o sistema sócio-técnico.

Segundo SWAIN e GUTTMANN (1983), confiabilidade humana é a probabilidade de que um operador realize de maneira satisfatória uma tarefa exigida pelo sistema em um período de tempo determinado, sem realizar outra ação que possa degradar o sistema. MEISTER (1990) define confiabilidade humana como sendo a probabilidade de que uma tarefa seja realizada com sucesso pelo operador em um determinado estágio da operação da sala de controle, em um mínimo período de tempo exigido. A análise da confiabilidade humana tem como objetivo estimar a confiabilidade humana. A probabilidade de ocorrência do erro humano ou probabilidade de falha humana (PFH) é definida como sendo a razão entre o número de erros cometidos e o número de oportunidades dadas para a ocorrência do erro. Os dados obtidos através da análise da confiabilidade humana são traduzidos em recomendações para modificações no projeto dos sistemas, nos procedimentos, no treinamento e em outros aspectos relacionados com as condições do local de trabalho.

A prevenção, análise de acidentes e mais especificamente a análise da confiabilidade humana dos operadores de salas de controle de sistemas considerados complexos, vêm sendo alvo de uma crescente preocupação científica em diversos campos do conhecimento. Esses campos vão desde a abordagem tradicional da segurança do trabalho, que resiste independentemente da crescente complexidade dos sistemas de produção e das mudanças no papel dos operadores, passam por uma abordagem da engenharia de confiabilidade humana, e chegam até as correntes mais modernas que incorporam o desempenho humano e seus aspectos cognitivos na análise da confiabilidade humana.

O ponto de partida então deste trabalho são as probabilidades de falha humana (PFH) existentes em técnicas reconhecidas e usadas nas instalações que lidam com tecnologias perigosas, particularmente as instalações nucleares, tais como as técnicas de determinação quantitativa de probabilidades e falha humana THERP, CREAM e semi quantitativas, como a ATHEANA. O segundo ponto é a utilização de uma métrica de auditoria que pontua fatores formadores de desempenho, fatores humanos, fatores organizacionais e sócio-técnicos, que contribuem para um aumento ou diminuição na probabilidade de falha apontada por algumas das técnicas de confiabilidade humana anteriormente citadas. Cada um dos fatores avaliados pela métrica tem o seu grau de intensidade de influência determinado. Após ponderar estes fatores, é possível modificar valores da PFH, que fica então modificada pela contribuição de todos os fatores e seus respectivos grau de influência. A estimação destas PFH pode antecipar e evitar a ocorrência ou o início de eventos críticos que resultam em acidentes, ou do ponto de vista prevencionista, uma redução de probabilidade de ocorrência destes eventos, considerando a ação do homem ou medida organizacional como barreira de proteção.

1.3 - Relevância e Originalidade

O aprendizado sobre as diferentes causas envolvidas em acidentes industriais obtido por meio da realização de análises ampliadas em acidentes emblemáticos tais como Bhopal, na indústria química, Chernobyl e TMI na indústria nuclear, e Challenger e Columbia na indústria aeroespacial, entre outros, demonstra que a segurança de organizações que lidam com tecnologia perigosa depende não apenas de aspectos técnicos, mas também de aspectos relacionados a fatores humanos e organizacionais e

de suas múltiplas e complexas interfaces. Este aprendizado resgatou a visão sócio-técnica das organizações, utilizada pela ergonomia, que analisa as organizações como sistemas abertos, a partir da dimensão técnica, humana e organizacional, considerando o contexto do seu ambiente.

No setor nuclear, este aprendizado é antecipado com o estabelecimento, pela AIEA, da abordagem da cultura de segurança com o objetivo de promover atitudes e comportamentos pessoais na organização que priorizem, de forma insuperável, as questões relacionadas à segurança. A AIEA tem se empenhado em fomentar e contribuir para que as organizações nucleares mundiais utilizem esta abordagem como uma contribuição proativa para a melhoria da sua segurança.

Em outras indústrias (químicas, petroquímicas) que lidam com tecnologias perigosas, podem-se citar algumas regulamentações que induzem as mesmas a antecipar este aprendizado, tais como a Diretriz Seveso II (1996), utilizada na Europa, as regulamentações da OSHA (utilizadas nos Estados Unidos da América), a resolução 174 da Organização Internacional do Trabalho (OIT 174), da qual o Brasil é signatário. Estas regulamentações procuram estabelecer uma quantificação do risco de modo a oferecer à sociedade um critério numérico de aceitabilidade dos riscos existentes nestas indústrias.

Essas regulamentações baseadas em análises qualitativas e quantitativas de riscos fornecem então à sociedade valores que permitem decidir ir adiante ou não com o empreendimento.

Neste contexto, pode-se considerar que propostas que permitam quantificar falhas humanas devem ser adaptadas para as condições de cada instalação, na medida que possibilitem apontar com antecedência a tendência de deterioração da segurança e o fator ou fatores que estariam contribuindo mais para isso.

As técnicas de análise de confiabilidade humana (ACH) mais conhecidas e que permitem a quantificação da PFH e usadas nas instalações nucleares são a THERP (1983), ATHEANA (2000), CREAM (2004) e MERMOS (1985). Estes valores de PFH são utilizadas também nas análises quantitativas e semi-quantitativas de riscos como, por exemplo, a LOPA (2001) usada em indústrias de processo em geral.

Essas técnicas já incorporam na quantificação da PFH fatores modificadores de desempenho do homem e que influenciam numa melhora ou piora da PFH. Estes fatores são em sua maioria fatores ergonômicos, carecendo ainda de levarem em conta

plenamente fatores sócio-técnicos, fatores relativos aos indivíduos e de gestão de segurança.

Podemos destacar como relevante neste trabalho a necessidade de suprir a carência de modelagem que permita incorporar elementos sócio-técnicos contribuintes para a falha humana.

Podemos apontar as seguintes características inerentes a este modelo:

1. Deve ser holístico e aplicável a sistemas complexos e dinâmicos de modo que as relações entre os fatores técnicos, humanos e organizacionais existentes sejam emergentes;

2. Deve ser capaz de se concentrar nos elementos do sistema sem perder as ligações entre os mesmos na modelagem;

3. Deve ser compatível com as ideias e princípios existentes na gestão da segurança, gestão da qualidade e permitir a cultura de aprendizagem na organização;

4. Deve permitir ligações entre os conceitos já existentes e utilizados na gestão, por exemplo, a distinção entre a política, procedimentos e instruções;

5. Deve ser resistente e ter a capacidade de prevenir as ocorrências anormais de processo em uma instalação e se adaptar às circunstâncias, a fim de melhorar a segurança e reduzir o risco.

6. Deve ser cíclico e fechado, fornecendo retroalimentação;

7. Permitir a estratificação dos elementos que mais contribuem para o aumento ou a diminuição da PFH, ajudando a direcionar e priorizar esforços de curto, médio e longo prazo para tratar as estruturas organizacionais, técnicas e humanas que levam à degradação da função segurança como um todo.

Na proposta deste trabalho, o ajuste da PFH pode ser feito com o uso de uma métrica de auditoria que permita incorporar, além dos fatores de performance de desempenho da instalação, fatores cognitivos, de inovações tecnológicas, e os fatores sócio-técnicos de gestão de segurança. Para possibilitar isto foi elaborado, um questionário de avaliação como o questionário de fatores humanos apresentado pelo CCPS (2007)., acrescido da experiência deste autor ao longo de 14 anos de trabalho atuando na área de segurança de processos e plantas das fábricas da Bayer S/A.

O grau de influência de cada um dos elementos do questionário na degradação ou aumento da PFH, pode ser obtido com valores das pontuações efetuadas, numa

escala de aderência de implementação. Com isso será criado o fator modificador da PFH.

A originalidade da tese proposta não se dá em conceitos, posto que os conceitos anteriormente citados já são conhecidos. O que se propõe como contribuição e originalidade deste trabalho é a aplicação conjunta de uma metodologia dinâmica e atual não somente de avaliação dos fatores de desempenho da instalação, e de fatores cognitivos, mas incluindo também a dinamicidade das inovações tecnológicas, dos fatores sócio-técnicos, de gestão da segurança e também de fatores sistêmicos apresentando também a influência de um fator sobre o outro.

Para a aplicação do modelo, será apresentado um estudo de caso do acidente ocorrido nas instalações da fábrica de elementos combustíveis da companhia elétrica de Tóquio (JCO) em Tokaimura no Japão (FURUTA et al., 2004). Neste acidente os operadores modificaram um tanque de preparação de solução radioativa e não entenderam que o tanque que eles passaram a usar não possuía geometria segura para a operação e foram expostos a doses críticas de radiação. O acidente ocorreu em uma planta de processamento do ciclo do combustível, comparável a várias outras plantas de processo, e teve como causa raiz e causas contribuintes vários fatores organizacionais e humanos. Com o estudo de caso, podem-se exemplificar as influências desses elementos sobre a probabilidade de falha humana (PFH). Estes elementos serão medidos por um processo de auditoria e suas respectivas influências sobre as probabilidades de falha humana das atividades envolvidas no acidente serão apresentadas. O estudo de caso do acidente de Tokaimura servirá para validar a metodologia proposta neste trabalho.

No capítulo 2 apresenta-se uma revisão bibliográfica para demonstrar influências e independência deste trabalho em relação as publicações existentes sobre o tema. No capítulo 3 efetua-se uma contextualização de erro humano e metodologias aplicadas a estimação quantitativa do mesmo. No capítulo 4 apresenta-se a contextualização de análise de confiabilidade humana para se justificar a aplicabilidade do modelo proposto neste trabalho. No capítulo 5 se estabelece o modelo propriamente dito e se demonstra o mesmo. No capítulo 6 apresenta-se a aplicação do modelo e seus resultados e por fim no capítulo 7 as conclusões e recomendações de melhorias .

CAPÍTULO 2- Revisão bibliográfica

Desde o final dos anos oitenta do século passado, diversos autores começaram a trabalhar com o 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, dentre outros, 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 (*Integrated Risk methodology*) (Alee et al., 1998; Papazoglou et al., 2003); VROM, (Muyselaar e Bellamy, 1994).

Um segundo aspecto é o fato de nos últimos anos a confiabilidade de componentes de hardware utilizados em sistemas tecnológicos ter melhorado significativamente, principalmente, naqueles sistemas que requerem alto padrão de segurança. Como consequência, a importância relativa das falhas associadas aos fatores humanos e organizacionais têm aumentado significativamente (Zio, 2009). Aliado ao fato de que operadores tem dificuldade de absorver novas tecnologias, isto reforça a necessidade de investigação de novas metodologias que permitam estimar as probabilidades de maneira mais realista.

Na área de processo do ciclo do combustível nuclear, no que tange à análise de confiabilidade humana, o acidente de Tokaimura no Japão é um rico caso de estudo que evidencia isto. O acidente é abordado por Furuta (2000), que apresenta uma análise dos fatores humanos que levaram ao acidente. Posteriormente, é também abordado por Gertman (2002), que apresenta uma metodologia baseada em probabilidades condicionais de erro humano partindo das probabilidades de erro humano apresentados pela THERP e ATHEANA. As funções de densidade de probabilidade (FDP) usadas na THERP e ATHEANA são ajustadas por novos valores 'condicionais' de probabilidade de erro humano, criando-se uma nova FDP. Com a combinação bayesiana destas FDPs obtém os valores finais de probabilidade de falha do homem (erro humano).

Com o objetivo de identificar causas de acidentes em instalações que lidam com tecnologias perigosas, Leveson (2004) apresenta o uso dos arquétipos em interessante estudo de caso sobre a modelagem, análise e desenvolvimento da cultura de segurança

da NASA. Dentro desta linha de pesquisa, outra interessante aplicação desta teoria na área de segurança, arquétipos de segurança é apresentada por Marais & Leveson (2007). Neste artigo Marais & Leveson mostram a aplicabilidade dos arquétipos nas análises de acidentes em instalações que lidam com tecnologias perigosas e/ou complexas, usando estes arquétipos para demonstrar como os fatores organizacionais e humanos são causas muitas vezes fundamentais (causa raiz) de acidentes. Ao concluírem o artigo, Marais & Levenson apontam o uso dos arquétipos em auditorias de modo a incorporar este aprendizado de modo proativo, anterior aos acidentes.

Alvarenga, Melo & Fonseca (2009) apresentam também uma revisão de modelos não lineares de análise de acidentes explicitando o modelo FRAM proposto por HOLNAGELL (2004), onde se pode concluir que acidentes devem ser sempre investigados como ocorrências emergentes de sistemas onde fatores organizacionais e humanos estão degradados.

Novamente Leveson *et alii* (2009) e Leveson (2010) apresentam uma contextualização bem atual entre a teoria normal de acidentes (NAT- *Normal Accident Theory*) e organizações de alta confiabilidade (*HRO- High Reliability Organizations*). Neste artigo, partindo do princípio de que segurança é uma propriedade do sistema e não do componente, a segurança deve ser controlada em nível sistêmico mais do que no nível dos componentes do sistema ou de seus equipamentos. Uma visão holística deste ponto permite entender porque acidentes continuam ocorrendo, apesar do alto grau de confiabilidade das novas tecnologias existentes para controle dos processos.

Durante as pesquisas para a elaboração deste trabalho encontraram-se referências bibliográficas mais atuais que servem de base para uma contextualização inovadora. Constatou-se que o uso de auditorias com metodologias que incorporem fatores organizacionais e humanos na estimação de PFH usadas em análise probabilísticas de segurança de instalações nucleares e análises quantitativas ou semi-quantitativas de risco de indústrias de processo vem sendo proposto com melhorias cada vez mais interessantes. Exemplos de modelos que podem ser citados neste contexto são: OBADIA (2004), Kariushe & Lowe (2007), SOUSA *et alii* (2007), e COSTELLA (2008). Estes trabalhos apresentam metodologias de auditoria de sistemas de gestão que resultam em fatores que permitem ajustar PFHs de acordo com a condição sócio-técnica da instalação. Entretanto, estes métodos não apresentam as influências entre estes fatores, assim como não apresentam uma análise retrospectiva de histórico de análise de ocorrências anormais (acidentes, incidentes e quase acidentes) da própria instalação.

Também não foi encontrada nestas propostas uma medição de influência dos elementos influenciadores no desempenho humano tão abrangente como a proposta neste trabalho (questionário apresentado no Anexo 1).

Nos capítulos seguintes é apresentada uma contextualização da ACH e das metodologias existentes para a quantificação de PFH, com o que podemos apresentar o modelo que se propõe neste trabalho de modo mais efetivo.

CAPÍTULO 3- Falhas humanas e as organizações no contexto da análise de confiabilidade humana

A análise da confiabilidade humana leva em consideração todas as etapas do modelo da Avaliação Probabilística de Segurança, cujos pontos principais foram definidos com base no NUREG/CR-6350 (1996). Dois trabalhos publicados no periódico *Reliability Engineering & System Safety* também auxiliaram na compreensão dos pontos aqui colocados: Forester et al (2004) estudam a técnica ATHEANA no aspecto de sua quantificação e Bot (2003) modela o acidente de Three Mile Island (TMI), cuja base teórica está abordada neste capítulo.

Neste trabalho, como já mencionado, o que se quer é não somente criar um fator modificador da PFH, mas mostrar como cada tópico contribui para a mesma. Apresentam-se então as metodologias existentes e usadas para identificar: a quantificação de PFH nas instalações de processo, métricas que permitem identificar fatores humanos e organizacionais e tipos de arquétipos do pensamento sistêmico que permitem a incorporação da influência dos tópicos avaliados.

3.1 - Falhas Humanas e Metodologias de Quantificação Existentes.

O termo erro humano não deveria ter mais conotação de culpa. Mais do que procurar culpar ou punir um trabalhador quando um incidente ocorre, os gerentes deveriam procurar as causas primordiais na situação de trabalho. REASON (1994) considera os erros humanos como sendo falhas nas ações que foram planejadas, sem levar em conta a influência de eventos imprevistos. O primeiro estágio na análise da confiabilidade humana é a identificação dos erros humanos. O processo de identificação de erros começa pelo estabelecimento do escopo da análise. A principal decisão é até que ponto o erro humano deve ser considerado, ou seja, se consideramos apenas a atuação direta (ou a falta dela) do operador na planta, ou se incluímos diagnósticos errados, tomadas de decisão inadequadas, erros de manutenção, falhas de comunicação, ou mesmo violação de regras ou procedimentos estabelecidos. A fase seguinte é a realização de uma análise de tarefas onde o investigador procura reconstituir as tarefas executadas, por meio da análise de procedimentos e/ou experimentos em simuladores, identificando o momento e as causas dos eventuais erros. Uma vez identificado o erro, o potencial de correção é também considerado, assim como as conseqüências do erro

identificado. Estas considerações qualitativas da identificação de erros, quando devidamente aprofundadas, são chamadas identificação de causas raízes. A partir daí, podem ser definidos modos para reduzir a probabilidade de ocorrência destes erros ou seu impacto no sistema.

Segundo REASON (1994), os erros humanos são classificados como:

- Descuido: Realizar a ação correta no item errado. Por exemplo: abrir a válvula A ao invés da válvula B;
- Lapso: Deixar de realizar uma ação no tempo certo;
- Engano: Realizar a ação errada;
- Violação: Interpretar uma informação de maneira incorreta, deliberadamente.

Os erros baseados nas habilidades geralmente são definidos como lapsos e descuidos e estão relacionados com fatores de atenção. O planejamento é adequado, mas as ações fracassaram com o que foi planejado. São falhas não pretendidas na execução. Os descuidos estão relacionados com ações observáveis e estão associados com falhas na atenção ou na percepção. Os lapsos estão relacionados com falhas da memória. A Figura 2 mostra esta classificação.

As ações ocorrem de acordo com o planejamento, mas o planejamento é inadequado para alcançar o objetivo. Os erros neste caso são definidos como engano e são divididos em enganos baseados nas regras e no conhecimento. Os enganos baseados nas regras envolvem a má aplicação das boas regras, as falhas em aplicar uma boa regra, o diagnóstico incorreto de uma situação, compreendem a aplicação de regras incorretas e a seleção de regras não apropriadas.

Os enganos baseados no conhecimento ocorrem quando não existem soluções definidas, preparadas e temos que resolver o problema de imediato. Podem ser caracterizados pela atenção seletiva, ou seja, prestar mais atenção em algumas características ou em características incorretas.

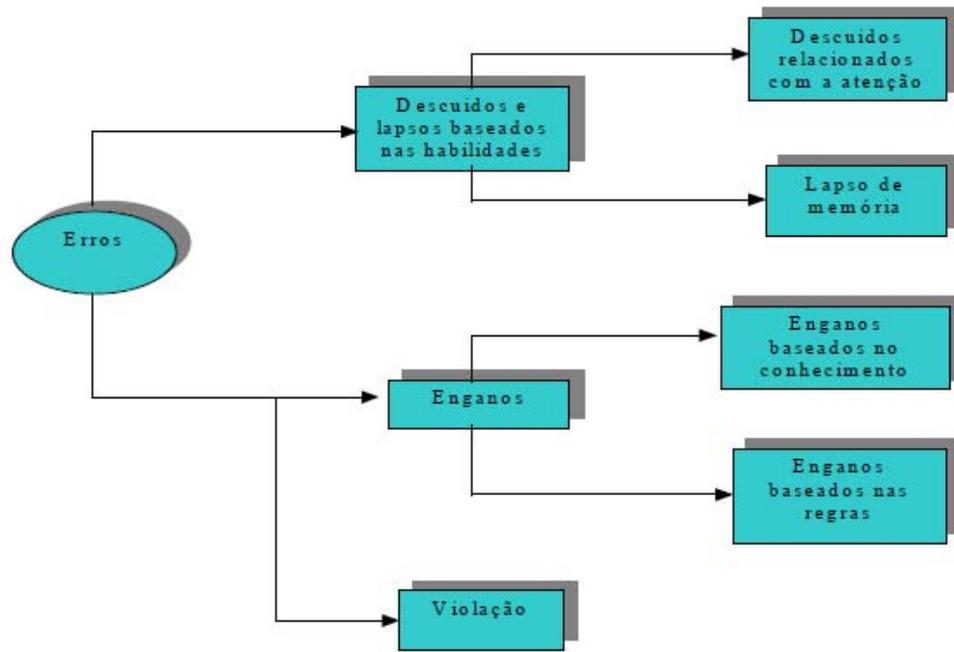


Figura 2 - Classificação de erros humanos (REASON, 1994)

Os erros humanos podem ser classificados como recuperáveis e irrecuperáveis (KANTOWITZ E SORKIN, 1983). Erro recuperável é aquele que tem potencial de causar danos porém devido a um bom projeto ergonômico, nada sério acontece realmente. Erro irrecuperável é aquele onde não é possível evitar as sérias conseqüências.

SWAIN E GUTTMAN (1983) classificam os erros da seguinte maneira:

- Erro por omissão: Ausência de uma das etapas da tarefa;
- Erro por ação: Quando se realiza determinada tarefa de maneira incorreta;
- Erro por ato externo: Algo acontece desviando a atenção do operador de suas tarefas;
- Erro seqüencial: Acontece por alteração na seqüência certa de realização das tarefas;
- Erro de tempo: Acontece por uma tarefa ter sido realizada ou antes ou depois do tempo certo;

Segundo KIRWAN (1993) , os principais tipos de erros são:

- Enganos e lapsos: São mais previsíveis, caracterizados pela qualidade do desempenho ou pela omissão;
- Erros cognitivos: Erros de diagnósticos, erros na tomada de decisões. São ocasionados pelo mau entendimento sobre o processo e funcionamento dos sistemas. São agravados pela ausência de sistemas de auxílio ao operador, pelo projeto deficiente, por procedimentos e treinamentos inadequados;
- Erros de manutenção: A maioria dos erros de manutenção são ocasionados por lapsos e enganos, permitindo a ocorrência de falhas imediatas e falhas latentes;
- Erros de comissão: O operador realiza ações incorretas, não exigidas, propiciadas por erros no projeto ou pelo não reconhecimento do risco pelo operador;
- Violação: são atos que são claramente contrários ao procedimento operacional definido. Por exemplo, se um operador de máquina não limpar ou lubrificar a máquina da forma prescrita, haverá probabilidade desta falhar. O operador “violou” um procedimento estabelecido. Violação de regras e procedimentos. Na violação extrema o risco é real, de extrema seriedade;
- Erros idiossincráticos: Erros relacionados com o estado emocional dos operadores ao realizar uma tarefa. São resultantes de uma combinação de fatores pessoais em uma organização vulnerável;
- Erros na programação de software: Erros que prejudicam o funcionamento de sistemas automatizados;.

A seguir citamos algumas situações que provavelmente conduzirão aos erros humanos;

- Procedimentos deficientes;
- Instrumentação inadequada, inoperante;
- Conhecimento insuficiente: Operadores devem desenvolver um modelo cognitivo do processo, de maneira que possam diagnosticar problemas de processo e compreender as conseqüências de suas ações;
- Prioridades conflitantes: Segurança X Produção. Caso as recompensas pela produção sejam muito mais tangíveis que as recompensas pela segurança, muitos trabalhadores farão todo o possível para manter uma unidade produtiva;
- Sinalização inadequada: Sinalizar de maneira clara e sem ambigüidade todos os controles e equipamentos. Útil para os operadores novos, para operadores que somente

interagem com o sistema de maneira ocasional e para operadores experientes em situações de estresse (por exemplo, ao responder a uma emergência);

- Realimentação inadequada: Os operadores necessitam de realimentação imediata para saber se suas ações estão extraíndo a resposta desejada do sistema. Quando essa realimentação não é dada, os operadores tendem a reagir excessivamente;
- Equipamentos desativados: Os operadores esperam que o hardware, particularmente os equipamentos relacionados à segurança, funcionem quando necessário. Quando esses equipamentos são desativados para manter a produção, existe uma chance de que os operadores não estejam conscientes de um problema ou que não respondam de forma rápida;
- Comunicação deficiente: Muitos operadores estão envolvidos no processo de produção e a comunicação clara é essencial ;
- Tecnologia deficiente: Os controles, mostradores, monitores devem estar localizados em locais convenientes e acessíveis em relação às tarefas que precisam ser realizadas e à sua frequência;
- Estereótipos populacionais: Padrões de comportamento enraizados num grupo de pessoas. Por exemplo, a maioria das pessoas no ocidente interpreta um sinal vermelho como indicação de parar. Esperam fechar uma válvula girando o registro no sentido horário. Qualquer coisa no local de trabalho que viole os estereótipos populacionais pode levar ao erro humano;
- Tarefas cognitivas: Na medida em que se requer dos operadores que lembrem ou calculem mais e mais coisas, os erros pode aumentar;
- Manutenção irregular;
- Vigilância estendida, sem eventos: É importante que os sistemas de controle sejam projetados com possibilidade de interação regular do operador. O operador tem que permanecer todo o tempo atento ? Colocar um operador em situações que requeiram vigilância estendida, sem eventos, pode implicar em acidentes.

Como anteriormente dito na descrição dos objetivos deste trabalho, o ponto de partida é uma probabilidade de falha humana obtida por técnicas existentes. Vamos então apresentar um histórico destas técnicas, que apesar das suas conhecidas deficiências, ainda são muito usadas para as análises probabilísticas de segurança.

O NUREG/CR-6350 (1996), apoiado na Análise de Confiabilidade Humana afirma que a mesma sempre foi um elemento importante na Avaliação Probabilística de Segurança; todavia, os resultados apresentados através desta avaliação não levavam em consideração importantes aspectos do desempenho humano.

Essa situação foi constatada pela primeira inspeção (análise) envolvendo a Avaliação Probabilística de Segurança em uma usina de energia nuclear. Essa análise foi feita através dos estudos que resultaram no relatório Wash-1400 (1975), que identificou na época cinco limitações fundamentais no método usado para estimação de PFH, a saber:

- Dados insuficientes para realmente analisar o comportamento humano, principalmente em condições de extremo estresse;
- Metodologia inadequada para o tratamento das limitações do tempo de resposta do operador ;
- Omissão da possibilidade de que os operadores podem concorrer para o agravamento de um acidente, principalmente, em condições emergenciais;
- Omissão da possibilidade de que os operadores podem desempenhar ações de recuperação, em caso de um evento, impedindo que um acidente aconteça ou minimizando o mesmo;
- Incertezas, quanto ao modo de agir das pessoas (comportamento, aspectos emocionais, etc.) em condições de acidentes.

Para um melhor entendimento dos itens acima vamos efetuar uma resumida análise do acidente ocorrido em *Three Mile Island* TMI com base no NUREG 0600 (1979).

3.1.1 - Análise das falhas humanas no acidente de '*Three Mile Island*' TMI_ Unidade 2

- Os operadores não perceberam que as válvulas de isolamento do sistema de refrigeração estavam fechadas, impedindo que a água da alimentação de emergência alcançasse os geradores de vapor. Um erro anterior da equipe de manutenção ocasionou este erro, pois deixaram as válvulas fechadas após um teste no sistema de emergência enquanto que as posições corretas das válvulas eram abertas;

- Os operadores só perceberam que a válvula estava fechada 8 minutos após o evento iniciador;

- Com o aumento da pressão no sistema primário, a válvula de segurança do pressurizador abriu, para manter a pressão e temperatura dentro dos limites operacionais e deveria se fechar após atingir o patamar de equilíbrio. Isto não aconteceu. Houve, então, uma avaliação incorreta dos operadores, por acreditarem que a válvula de segurança do pressurizador, que se abria 8 segundos após o evento iniciador, já se encontrava fechada. A avaliação ficou restrita à sinalização do painel, que indicava uma condição que foi erroneamente interpretada;

- Os operadores só perceberam que a válvula de alívio ainda estava aberta 2h 18 min após o evento iniciador;

- Devido à existência de grande quantidade de bolhas de vapor no circuito primário, os operadores interpretaram, primeiramente, que o núcleo estava coberto e, em seguida, que o sistema estava sólido. Os operadores após longo tempo avaliando a situação enganosa desligaram o sistema de injeção de emergência.

Todos estes acontecimentos, resumidamente aqui colocados, tiveram como conseqüência a perda da planta, pelo derretimento parcial do núcleo do reator. Foi a partir desse acidente, conforme comentado no NUREG/CR-6350 (1996), que houve o despertar para a importância do relatório WASH-1400 (1975) e da relevância do desempenho humano em um acidente, como fator agravante do mesmo. As análises probabilísticas de segurança (APS) de uma usina de energia nuclear precisavam ser revistas.

O NUREG/CR-6350 (1996), também diz que esta revisão, na época, foi feita em parte, porém não na profundidade necessária em relação ao estudo da confiabilidade humana, tanto é que a NRC, em 1984, cinco anos após o acidente, revisou novamente a tecnologia das análises probabilísticas de segurança (APS) no NUREG-1050 (1984).

Reconheceu-se na ocasião, a existência de várias deficiências em relação à Análise de Confiabilidade Humana, que eram relevantes e precisavam ser revistas.

3.1.2 - Modelo para estimação de PFH usada em análises probabilísticas de segurança (APS)

O NUREG/CR-6350 (1996) afirma que existe uma considerável variedade de caminhos nas análises probabilística de segurança visando construir sua estrutura com modelos lógicos. Todos os caminhos têm em comum, para efeito de estudo, o modelo

lógico indutivo, conhecido como árvore de eventos e o modelo lógico dedutivo, conhecido como árvore de falhas.

Os modelos são construídos para identificar os cenários que moldam as plantas, em um acidente, como a perda do núcleo de um reator pelo derretimento do mesmo. Incluídos na estrutura do modelo lógico estão os eventos de falha humana.

Resumindo Lewis (1987), é possível dizer que a árvore de eventos é utilizada na identificação dos vários cenários resultantes da ocorrência de um dado evento, o qual é chamado evento iniciador, no sentido causa – efeito. A árvore de falha é utilizada na identificação das causas que levam à ocorrência de um evento indesejado, o qual é chamado evento topo, no sentido efeito – causa.

O NUREG/CR-6350 (1996) continua seu desenvolvimento, alertando que estes modelos lógicos são usados para identificar as relações nas falhas, entre os aspectos temporais e causais, entretanto apresentam um inconveniente que, no desenrolar da seqüência do acidente, geralmente não definem com precisão os aspectos relativos aos fatores humanos. São usados mesmo assim, por serem ainda os modelos mais aproximados. Além desta limitação, outras são apresentadas na abordagem clássica da Avaliação Probabilística de Segurança, são elas:

- Os eventos de falhas humanas apresentados que não trazem claramente definidas as possíveis influências do desempenho do operador nos mesmos;
- As falhas de instrumentação que podem causar impactos na resposta do operador não são bem explicitadas;
- Algumas condições da planta podem não ser caracterizadas, no que diz respeito à sua influência sobre o desempenho do operador;
- Não levam em consideração algumas questões que podem influenciar no contexto de ação forçadora de erro que, por sua vez, induzem o operador ao erro de comissão.

Os modelos são usados para possibilitar as estimativas das frequências dos cenários, convertendo o modelo lógico em um modelo probabilístico. Para alcançar este objetivo, é necessário estimar as probabilidades dos eventos envolvidos nos cenários, incluindo os eventos de falha humana.

O estudo da PFH é baseado no NUREG/CR-6350 (1996), que aborda de maneira clara o modelo em questão. É importante observar que esta análise é base também para um melhor entendimento da técnica THERP, através do NUREG/CR-1278 (1983), que

descreve a Análise de Confiabilidade Humana dentro do contexto da Avaliação Probabilística de Segurança.

Neste ponto cabe observar que a utilização do NUREG/CR-6350 (1996), que trata da técnica ATHEANA é muito importante, por fazer considerações sobre o modelo probabilístico de segurança e também por levar em consideração a situação da planta antes do evento iniciador, ou seja, a situação pré-acidental. Sendo assim, a técnica ATHEANA é incorporada qualitativamente à THERP, que através de suas tabelas, quantifica as probabilidades de erro humano. É possível dizer que fica assim estabelecida uma técnica intermediária, entre a THERP e a ATHEANA.

A estrutura dos modelos de análise probabilística de segurança para a estimação da PFH leva em consideração: Condições da planta, fatores delimitadores de desempenho humano, contextos forçadores de erro, ações inseguras, mecanismos de erros e definição de cenários de falha humana que a seguir serão detalhados.

3.1.3 - Condições da Planta

Representam a situação em que a planta está operando, ou seja, se todos os parâmetros necessários ao bom desempenho dos equipamentos estão dentro da conformidade exigida. Este fator influencia o desempenho dos operadores, como exemplo a situação dos sistemas e componentes, a situação da instrumentação e controle, a disponibilidade, a confiabilidade, etc.

3.1.3.1. Parâmetros de Processo

Verifica se todos as variações de controles inerentes ao bom funcionamento da planta estão dentro dos limites exigidos, como exemplo a reatividade do núcleo, o nível de potência, a temperatura, a pressão e o inventário do sistema de refrigeração do reator, etc.

3.1.3.2. Condições fora do padrão

Representam situações anormais que deveriam ter sido corrigidas e não o foram ou acontecimentos resultantes da falta de atenção ou até do desleixo durante a realização de uma ou mais tarefas. Como exemplo, a história de alarmes falsos

associados a indicações dos sistemas ou componentes envolvidos na resposta a um acidente. Um alarme falso pode ser acionado sistematicamente por um problema na instrumentação; a manutenção, por sua vez, pede prazo para efetuar-se o reparo; o operador, para não ser incomodado, desliga o alarme; acontece, então, uma situação anormal e a sinalização esta inoperante para indicar a mesma; a operação de desligamento, com a instrumentação e os alarmes operando fora da normalidade; com os controles automáticos e as funções de segurança não habilitadas; a flange cega, erradamente instalada na linha, impedindo a circulação da água de refrigeração, causando assim a perda do inventário do líquido refrigerante do sistema. Este evento ocorreu na unidade 3 da central de Oconee (NUREG 1437 ,1991).

As condições da planta, pelos exemplos acima, podem influenciar todos os tipos de atividades existentes na mesma (operação, controle, manutenção, etc.), caracterizando as circunstâncias nas quais as atividades são desempenhadas e suas interferências na Confiabilidade Humana.

As condições da planta também estão ligadas ao modelo de análises probabilísticas de Segurança (APS), sendo elas usadas para o desenvolvimento de definições de cenários associados dos diferentes eventos iniciadores.

Assim sendo, as Condições da Planta que são resumidas mais adiante, nas definições de cenários, podem ser consideradas como as condições-limite para os eventos de falha humana.

Quando um cenário não pode ser definido, ou seja, quando ocorre uma situação imprevista, as condições limites devem ser orientadas pelo próprio método da Análise de Confiabilidade Humana.

3.1.4 - Fatores Delimitadores do Desempenho Humano

Representam as influências dos erros humanos e seus tipos de mecanismos, durante uma situação de operação, teste ou atividades de manutenção. A modelagem de fatores de desempenho tem como elementos principais os identificados no Processo de Investigação do Desempenho Humano, NUREG/CR- 5455 (1993), e são relativos ao procedimento, treinamento, comunicação, supervisão, pessoal, interface homem-máquina, fatores organizacionais, bem como estresse e condições ambientais.

Exemplos de Fatores Delimitadores do Desempenho Humano:

- Um procedimento cujo teor é incorreto, como exemplo uma seqüência errada de passos (etapas) em uma operação;
- Um procedimento cujo teor é incompleto, como exemplo uma situação imprevista;
- Um procedimento cujo teor é incerto, como exemplo uma situação de objetivo ambíguo.

As três situações acima podem influenciar os mecanismos de erro, ocorrendo falhas na determinação de uma situação ou no planejamento de uma resposta, deixando a planta desprotegida diante de um evento. A relação de influência entre os Fatores Delimitadores do Desempenho Humano e os Mecanismos de Erro é mostrada na Tabela 1.

Tabela 1- Relação de influência entre os Fatores Delimitadores do Desempenho Humano e os Mecanismos de Erro

Mecanismo de Erro	Fatores delimitadores de desempenho
Falha na detecção	Carga de trabalho, Estresse, Interface homem-máquina, Condição Ambiental
Falha na avaliação da situação	Procedimentos, Treinamento, Comunicação
Falha no Planejamento da Resposta	Procedimentos, Treinamento, Comunicação
Falha na Implantação da Resposta	Procedimentos, Treinamento, Comunicação, Interface homem-máquina.

3.1.5 Contexto Forçador de Erro

Representa o efeito combinado dos Fatores Delimitadores do Desempenho Humano com as Condições da Planta, criando uma situação na qual o erro humano encontra campo favorável à sua concretização.

3.1.6 Mecanismos de Erro

Representam as características cognitivas do processo de informação humano que influenciam o desempenho dos operadores, podendo ter como resultado uma ação insegura.

Os Mecanismos de Erro podem aparecer nas seguintes situações:

- Detecção;
- Avaliação da situação;
- Planejamento da resposta;
- Implementação da resposta;

Exemplo de Mecanismos de Erro:

Um operador pode falhar na tarefa de abrir uma válvula por várias razões:

- Ele pode, inadvertidamente, pular uma etapa de um procedimento que seja necessário para abrir a válvula (falha na implantação da resposta);
- Ele pode interpretar mal o número da válvula escrita no procedimento ou na etiqueta de identificação da mesma (invertendo os dígitos) e abrir a válvula (falha na implantação da resposta, relacionada com o fator atenção);
- O modelo mental que o operador tem da condição da planta pode ser errado, escolhendo indevidamente um procedimento (falha na avaliação da situação);
- O operador pode realizar uma etapa do procedimento fora de sua seqüência escrita, porque ele percebeu que é o melhor método para realizar a sua tarefa, porém falha ao abrir a válvula dentro do tempo necessário (falha de planejamento).

Os mecanismos de erro não são intrinsicamente modelos defeituosos do comportamento humano: são ações inapropriadas para um determinado contexto.

Dentro deste conceito, vários mecanismos de erro podem ser associados com atalhos de que se utilizam os operadores em ocorrências particulares, devido ao vasto conhecimento da planta. Neste contexto, pode acontecer que as ações realizadas sejam anuladas ou mascaradas pela combinação das condições da planta com os fatores delimitadores do desempenho humano, criando assim um contexto de ação forçada de erro, resultando certamente em ações inseguras.

Falhas na avaliação da situação ou no planejamento da resposta são tipicamente associadas à má interpretação dos acontecimentos, enquanto falhas na detecção ou na implantação da resposta são tipicamente associadas a erros e negligência.

3.1.7 - Ações Inseguras

Representam as ações inapropriadamente realizadas ou não realizadas, quando eram necessárias, pelo pessoal da planta, resultando na degradação da condição de segurança da mesma.

O risco de impacto dos mecanismos de erro é potencialmente proporcional aos riscos de impacto das diferentes ações perigosas, induzidas pelo primeiro.

As ações inseguras não significam que o pessoal envolvido tenha sido a causa original do problema. Conseqüentemente, esta distinção evita uma conclusão imediata das responsabilidades e avalia as ocorrências com base na análise do evento operacional.

As pessoas podem muitas vezes iniciar um evento, ao realizar ações que já eram inseguras, devido às circunstâncias e condições pré-existentes.

3.1.8 - Exemplos de Erro Humano

O erro humano, segundo Senders e Moray (1991), pode ser caracterizado como uma divergência entre o desempenho real da ação e o desempenho que a ação devia ter tido, ou seja, o desempenho ideal. Esta divergência tem como conseqüência a tolerância necessária ao bom funcionamento de um sistema com o qual o homem interage. Se isto não acontecer, ocorre o erro humano. Neste caso, a falha pode ocasionar um evento que venha a comprometer a integridade da planta.

Na Avaliação Probabilística de Segurança, a expressão erro humano tem sido normalmente usada como referência para “falhas de causa humana” de um sistema ou função, tendo seu foco sobre a conseqüência do erro. No procedimento científico, o foco se volta para a causa implícita do erro.

A análise de confiabilidade humana trabalha na estrutura do erro humano considerando esses dois aspectos (a causa e a conseqüência) que podem ser observados, por exemplo, nas ações inseguras.

3.1.8.1. Evento de Falha Humana

Os eventos de falha humana são modelados na análise de confiabilidade humana para representar a falha de um sistema, componente ou função, resultante de uma ou várias ações inseguras. Esta situação de falha afeta a integridade da planta no que diz respeito à sua condição operacional, dentro dos padrões de segurança.

O evento proveniente de um erro humano, dentro de uma perspectiva analítica da confiabilidade humana, pode ser classificado como erro de comissão ou erro de omissão.

3.1.8.2. Erro de Comissão

Pode ser definido como a execução um procedimento que não deveria ser executado. Geralmente representa a falha de um operador, ao concluir uma função de segurança ou ao iniciar um sistema. Em ambos os casos, a tarefa foi realizada de maneira imprópria, inclusive, sob o ponto de vista dos procedimentos de segurança.

Exemplos de Erro de Comissão:

- O operador pode perder ou desviar recursos da planta (suprimento de água) deixando aberta a válvula de segurança do pressurizador;
- Mudança na condição da planta quando os procedimentos que são designados para prevenir danos ao equipamento são desprezados ou inabilitados;
- Desvio de sinais ao iniciar o equipamento automaticamente;
- Desligamento de equipamentos em funcionamento. No acidente de TMI, desligaram o sistema de injeção de emergência e no acidente de Chernobyl, desligaram os sistemas de alarme.

3.1.8.3. Erro de Omissão

Pode ser definido como a omissão de um procedimento que deveria ser realizado e não o foi. Normalmente, representa a falha de um operador ao iniciar uma função de segurança ou na mudança da condição de operação de um equipamento.

Exemplos de Erro de Omissão:

- Falha do operador na partida de uma bomba de um sistema de segurança;
- Falha do operador, ao desligar uma bomba, para acionar a redundância da mesma;
- No acidente de TMI, a não verificação da condição operacional da válvula de segurança do pressurizador;
- No acidente de TMI, a demora em reconhecer a verdadeira extensão do que estava acontecendo (omissão de conhecimento).

3.1.9 - Definição de Cenário de falha humana

As definições de cenário dão as descrições mínimas do estado da planta, que são necessárias para desenvolver o modelo da Avaliação Probabilística de Segurança e definir os eventos de falhas humanas apropriadamente.

Elementos descritos na definição de cenário:

- Eventos iniciadores, como exemplo, transientes, perdas do fluido refrigerante, a não partida de uma bomba, etc;
- Modo de operar, como exemplo os procedimentos realizados pelos operadores;
- Situações ou condições das funções, dos sistemas, dos componentes;
- Nível do calor de decaimento numa situação de parada do reator.

O nível de detalhamento para os quais são definidos os cenários podem variar e incluir o seguinte:

- Nível Funcional - detalhamento, através da análise de pequenas árvores de seqüência de eventos;
- Nível Sistêmico - detalhamento, através da análise de grandes árvores de seqüência de eventos;
- Nível do Estado do Componente - conjunto de cortes mínimos.

Os dois primeiros níveis detalham a definição de cenário de maneira mais simples que corresponde à análise de árvores da seqüência de eventos, as quais identificam uma função ou um sistema ou a situação de um conjunto de sistemas. O terceiro nível, o mais detalhado, é o conjunto de cortes mínimos, que caracterizam o cenário do acidente, em termos dos estados dos componentes. Qualquer que seja o nível

de detalhe, os cenários são definidos pela combinação de um evento iniciador e de eventos que representam vários modos de falha do equipamento, considerando também as interações humanas necessárias para responder ao evento iniciador.

Considerando o propósito de uma análise para definir um cenário, é mais usual decompor a descrição das falhas de uma função ou sistema em níveis menores, que são chamados de eventos básicos. O conjunto de eventos básicos inclui os eventos que representam os diferentes modos de falhas de componentes e sub-componentes, que são necessários ao bom funcionamento da função ou sistema. Incluídos neste conjunto, estão também os eventos que representam indisponibilidades da função ou sistema por falhas humanas.

A quantificação da PFH pela técnica ATHEANA por exemplo é um processo que consiste de duas etapas:

- a quantificação do contexto, ou seja, as condições da planta e os fatores que modelam o desempenho dos operadores (*Performance Shaping Factors* -PSF);
- a quantificação das ações inseguras (UA- *unsafe actions*), dado o contexto.

$$P(\text{HFE}) = P(\text{EFC}_i) \times P(\text{UA} | \text{EFC}_i)$$

onde:

$P(\text{HFE})$ = Probabilidade de ocorrência de um evento de falha humana;

$P(\text{EFC}_i)$ = Probabilidade de ocorrência dos fatores de contexto que levam ao erro (condições da planta e PSF);

$P(\text{UA} | \text{EFC})$ = Probabilidade de uma ação insegura dado que os fatores de contexto que levam ao erro.

CAPÍTULO 4- Modelos existentes de Análise de Confiabilidade Humana (ACH)

A Análise de Confiabilidade Humana – ACH é um tema que tem estado em voga de uma forma ou de outra. Desde o WASH 1400 (WASH 1400, 1975), a ACH esta associada à Avaliação Probabilística de Segurança (APS). Um dos primeiros problemas de confiabilidade humana era o de observar, de forma confiável, o lançamento de foguetes soviéticos em direção ao ocidente (SPURGIN, 2010). Não se resumia apenas a um caso de indicar que um foguete tinha sido lançado em um tubo de raios catódicos (CRT), mas sim um processo de teoria e prática de identificação, avaliação e processo de decisão na Avaliação de Confiabilidade Humana.

Antes do WASH 1400 (1975), Swain e seus associados estavam envolvidos na ACH de montagem de armas nucleares. Aqui, a questão levantada era a arma operar na demanda, ou seja, quando necessário, não funcionar, ou funcionar prematuramente. Um elemento-chave no processo de montagem era o ser humano que afetava a segurança das bombas. As bombas atômicas tiveram que ser montadas na seqüência correta e para minimizar a chance de qualquer explosão prematura ou a falha em explodir, quando necessário. O processo de avaliação utilizado por Swain foi o processo de análise de tarefa das medidas tomadas para montar a arma. Swain e seus associados, em seguida, usaram dados de ACH ou estimativas para cada etapa. Tudo isso foi formulado e deu origem à THERP - *Technique for Human Error Rate Prediction* (Swain e Guttman, 1983). Esta técnica foi lançada em uma versão preliminar do documento inicial em 1979. Seguido por uma revisão crítica, ainda em 1979, foi lançada uma nova versão numa conferência IEEE (IEEE, 1979), a versão final foi lançada em 1983. Alterações significativas foram feitas, para reduzir a ênfase na abordagem inicial da THERP e incorporar dois conjuntos de curvas temporais de confiabilidade (TRCs), um para triagem e o outro para avaliação dos propósitos finais. Swain optou pelo uso de TRC numa tentativa de responder às críticas ao THERP de que o método não era capaz de abranger ações cognitivas. Esta questão foi levantada durante a Conferência de Revisão do IEEE. As curvas temporais de confiabilidade de Swain foram derivadas de considerações de especialistas e observações levantadas durante o trabalho realizado pelos Grupos da Física Geral e de Oak Ridge, que realizavam gravações de respostas dos operadores nos simuladores de acidentes (Kozinsky *et alii.*, 1983).

O manual desenvolvido por SWAIN & GUTTMANN (1983) foi uma boa resposta à questão da determinação das probabilidades de falha humana - PFH. O manual tratava o problema de aplicação de probabilidades de erro genéricas atribuídas a uma dada tarefa para determinar o impacto de diferentes situações ou ambientes para a mesma tarefa. A abordagem escolhida foi a utilização de fatores modificadores chamados fatores influenciadores de performance ou *Performance Shaping Factors* (PSFs). O manual apresentava as interações ou dependências entre as pessoas. Adicionalmente, introduziu-se a idéia de erros de comissão e omissão e a diferença entre eles. O manual foi um tratamento completo de ACH e um passo significativo à frente da tecnologia da época. Muitos dos conceitos e idéias contidas no manual ainda são debatidos. Vale ressaltar a contemporaneidade da dificuldade de se estimar a probabilidade de falha humana.

As curvas temporais de confiabilidade - TRCs ganharam importância com a divulgação de resultados preliminares dos estudos do grupo GP/ORNL (SPURGIN,2010) sobre a resposta de operadores a acidentes em seções com simuladores. Os estudos foram realizados na *General Atomics* no controle manual de alta temperatura do gás de resfriamento de reatores (HTGR) após o fracasso total e parcial dos sistemas de controle automático. As TRCs derivadas destes estudos foram incorporadas APS do HTGR, resultando na Análise de Iniciação e Progressão de Acidentes (AIPA) (Fleming *et alii.* , 1975).

Os estudos GP / ORNL foram destinados a fornecer informações que seriam usadas para determinar a alocação entre os acionadores de controles manuais e automáticos para realizar com segurança as funções e foram incorporados à norma ANS 58.8 da American Nuclear Society - ANS. O desenvolvimento da norma foi financiado pelo USNRC (ANS, 1994). Curiosamente, o lançamento de documentos do grupo GP/ORNL demonstrava o interesse em utilizar esses dados para fins de ACH sob a suposição de que as TRCs refletiam os aspectos cognitivos do desempenho humano. Um número de pesquisadores se debruçou em cima desses estudos de TRCs, ou seja, Hall, Fragola, e Wreathall (1982) e Hannaman, Spurgin e Dougherty (1984). Além do uso do tempo como a característica na determinação de probabilidade de confiabilidade humana, os investigadores introduziram outros aspectos, como a utilização de conceitos de habilidade, comportamento regra, e baseada no conhecimento; carga; estresse; e tempo médio de trabalho em forma de curvas temporais de confiabilidade (TRC). Destas TRC, o estudo que parecia ter o maior impacto foi a confiabilidade humana

cognitiva (HCR) modelo desenvolvido para o Electric Power Research Institute (EPRI) (Hannaman, Spurgin e Lukic, 1984). Provavelmente, o motivo para isso foi o papel do EPRI na indústria nuclear da época. Esta técnica tem sido utilizada em todo o mundo por uma série de organizações, incluindo países tão diversos como Alemanha e China, para estudos de APS. O gerente de projetos do EPRI sentiu que o método era útil, mas o conjunto básico de premissas utilizadas para desenvolver o modelo precisava ser fundamentado. Como resultado, o EPRI financiou experimentos de confiabilidade com operadores (ORE) (Spurgin *et alii.*, 1990a), que foram efetuados em seis instalações nucleares.

Alguns outros modelos recentes de ACH são o SLIM (Embrey et al., 1984) e o HEART (Williams, 1988). Estes dois modelos foram desenvolvidos no Reino Unido por diferentes pesquisadores. O HEART foi desenvolvido por Williams e decorre de sua extensa experiência com fatores humanos em diferentes campos. Embrey e seus associados desenvolveram a abordagem SLIM sob contrato para o USNRC. Estes dois métodos têm tido um impacto nas análises ACH em diferentes países. O método HEART tem sido extensivamente utilizado em APS no Reino Unido embora um novo método, que segue o mesmo estilo, chamado de avaliação da confiabilidade da ação nuclear ou *Nuclear Action Reliability Assessment* -NARA (Kirwan et al. 2008), tenha sido desenvolvido para cobrir algumas das limitações encontradas no HEART. Uma versão do SLIM, chamado método do índice de probabilidade de falha ou *Failure Likelihood Index Method* (FLIM) (Embrey et al., 1984), foi utilizada como teoria de avaliação de confiabilidade humana e posta em prática nos Estados Unidos por algum tempo. A abordagem SLIM/FLIM usa valores âncora para definir o intervalo de probabilidade de falha humana (PFH) provável.

Num segundo momento, houve uma nova fase de desenvolvimento de técnicas de ACH em que certo número de modelos e submodelos foram desenvolvidos para cobrir necessidades específicas identificadas pelos pesquisadores como ausentes nos grupos de modelos disponíveis naquele momento. Uma dessas técnicas foi a da matriz de confusão, para representar como os operadores podem ter problemas com a discriminação entre uma ocorrência anormal por uma pequena perda de refrigerante (SBLOCA) e uma ruptura de tubo no gerador de vapor (SGTR).

4.1 - Caracterização dos Modelos de ACH

Uma vasta gama de diferentes modelos de ACH ou técnicas estão disponíveis, cada um com suas características próprias. Apresenta-se aqui para discussão modelos relacionados a tarefas (agrupados pela ação), modelos de confiabilidade relacionados ao tempo, e modelos relacionadas ao contexto.

4.2 - Modelos de ACH relacionados à Tarefa

Podemos afirmar que existem dois grupos de modelos de ACH relacionados com a tarefa. No primeiro grupo estão o THERP (Swain & Guttman, 1983), e um derivado do THERP chamado Abordagem da Árvore de Decisão Baseada em Causa (CBDT) (Spurgin, 1990). O segundo grupo de métodos de ACH baseados em tarefas inclui o HEART (Willians, 1998), o NARA (KIRWAN *et alii.*, 2008), bem como o padrão para análise de risco de confiabilidade humana em plantas (SPAR-H) (Gertman et al., 2001.). O SPAR-H parece cair tanto no grupo relacionado à tarefa (decisão e ação de tarefas) como no grupo relacionado ao contexto, devido à forte influência contextual dos PSF desenvolvidos na determinação da probabilidade de falha humana - PFH.

• **THERP**

A abordagem THERP é baseada nos resultados de uma análise de tarefas, que quebra uma tarefa em uma série de subtarefas. SWAIN, em seguida, transforma a subtarefa matriz em um conjunto de subtarefas discretas formando uma árvore de eventos de ACH. Para quantificar esta árvore de eventos Swain, em seguida, diz que deve-se selecionar as PFH apropriadas e combinar com as subtarefas na árvore de eventos. A abordagem é baseada em uma ferramenta de fatores humanos - análise de tarefa. No processo de análise da tarefa, qualquer tarefa é dividida em um número de elementos ou subtarefas. A abordagem adotada atribui um valor de PFH para cada elemento ou subtarefa baseada na identificação da subtarefa com uma descrição de uma série de tabelas. Associada a cada descrição existe uma estimativa de PFH (Tabela 20 de Swain & Guttman, 1983). Cada uma das subtarefas é então representada em uma árvore de eventos de confiabilidade humana. A PFH total é obtida através da árvore, onde são somadas para dar uma PFH geral. Para dar conta da capacidade humana de corrigir um erro, foi introduzida a possibilidade de um operador se recuperar de um erro

na árvore de eventos por meio de um caminho de retorno que diminui a probabilidade de falha de forma eficaz.

- **Árvore de Decisão Baseada em Causa (CBDT)**

A tarefa designada a Beare (1982) (projeto de simulação de coleta de dados , Spurgin *et alii*, 1990), como parte dos experimentos da equipe de confiabilidade de operadores (ORE) foi a de tentar integrar os dados recolhidos durante um conjunto de experiências com operadores em algo que poderia ser usado em ACH. Ele não foi capaz de utilizar os dados destas experiências diretamente na THERP. Entretanto ele viu a utilidade de usar uma abordagem de árvore de decisão para tentar incorporar as idéias decorrentes do ORE na THERP. Sua abordagem se baseia na construção de um conjunto de árvores de decisão com base nas tabelas de Swain & Guttman. Além de outras considerações, incluindo algumas experiências derivadas do ORE. Em vez do analista de confiabilidade humana ter que identificar as subtarefas associadas ao trabalho em geral e, em seguida, ir para as tabelas, o analista de ACH poderia examinar cada uma das oito árvores (agrupados em dois efeitos de nível superior) e avaliar se o caminho percorrido por cada árvore correspondeu a uma PFH baseada na opinião do analista e no conjunto de influências. O analista do ACH então soma os resultados de cada árvore individual.

Assim, na abordagem CBDT, um conjunto de subtarefas é colocado em uma árvore de decisão ou árvore de eventos. Na abordagem de Swain & Guttman (1983), a árvore de eventos de ACH é como uma estrutura em espinha de peixe de um lado só, ao passo que a estrutura CBDT é mais parecida com uma árvore de eventos tradicional. Em ambos os casos, a PFH efetiva global é obtida pela soma dos valores individuais das PFH dos ramos das árvores.

Existem algumas diferenças entre CBDT e o THERP. O CBDT é mais do que uma evolução na apresentação dos dados de Swain & Guttman (1983). Beare (1982) misturou números de PSF e PFH em sua formulação, que é um pouco difícil de justificar. Beare (1982) identificou dois principais modos de falha de erro humano: "Falhas da Interface Informações da planta - Operador" e "falhas da interface procedimento - operadores". Para cada um destes modos de falha de erro humano, ele construiu quatro mecanismos de falha. Para cada um desses mecanismos, ele construiu uma árvore de decisão.

- **HEART**

Um dos primeiros a modificar as tarefas para resolver este problema foi Williams (1998), que pensou que se deve quantificar a tarefa como um todo ao invés de construir a tarefa completa pela soma das subtarefas. Então, de certa forma, Williams (1998) estava pensando mais holisticamente sobre a implantação da ACH para a modelagem das operações. Seu desenvolvimento de ACH foi chamado HEART. Ele trouxe ao processo uma grande quantidade de experiência para efeitos de fatores humanos de diferentes indústrias. Ele também desenvolveu uma abordagem diferente para compensar os efeitos dos PSF, e definiu uma série de PSF diferentes, relacionados com a sua experiência, além de um método para modificar a tarefa com base em cada um destes PSF. Uma série para cada PSF foi definida. Os elementos-chave do HEART são uma lista de uma série de tarefas em formato tabular, juntamente com uma PFH média associada e um intervalo de valores para cobrir as incertezas das estimativas. O método também inclui uma série de fatores de ponderação, que são introduzidos para cobrir a influência potencial de uma série de PSFs.

Os fatores são introduzidos utilizando a seguinte formulação:

$$WF_i = [(EPC_n - 1) \times APOA_n - 1.0] \quad \text{Eq 1}$$

$$PFH = GTT_1 \times WF_1 \times WF_2 \times WF_3 \times \dots \text{etc.} \quad \text{Eq.2}$$

onde GTT_1 é o valor central da distribuição da probabilidade de erro humano da tarefa associada com a tarefa 1, GTT padrão para tipos de tarefa genéricas, EPC_n é a condição de erro produzido para a n-ésima condição, $APOA_n$ é a avaliação do efeito proporcional para a condição, e WF_i é o peso do efeito para o i-ésimo efeito.

É útil discutir os itens básicos que Williams gerou. Ele definiu um conjunto limitado de funções para descrever as atividades dentro de uma usina nuclear para uso na APS e chamou essas tarefas de gerais. Sua intenção era abranger um número suficiente de tarefas, de modo que o analista de ACH pudesse escolher o mais adequado para a sua análise. Ele avançou na idéia de produzir uma condição de erro, a qual se estivesse presente, alteraria a distribuição de PFH, tornando o erro mais ou menos provável. Isso funciona como um PSF. No entanto, o erro pode produzir uma nova condição sendo modificado de acordo com a situação real, e este é o APOP ou avaliação

da proporção de condições de erro. Seu conceito, em seguida, julga todos os EPCs em relação aos outros, portanto há um nível de importância relativa entre EPCs.

Embora o HEART liste e descreva várias tarefas diferentes, o analista de ACH tem que selecionar a tarefa do HEART mais próxima da tarefa real a ser modelada. O HEART também dá um valor para cada EPC e um intervalo de valores para cada APOA e os descreve no contexto do fator de forma; a seleção precisa do valor para cada fator feita pelo analista. O HEART pode ser utilizado para cobrir várias tarefas dentro da estrutura de uma APS.

- **NARA**

O NARA é uma evolução do HEART com o intuito de cobrir um número maior de tarefas, e estas são mais bem definidas em relação às operações de usinas nucleares. Apesar do fato do HEART ter sido utilizado no domínio da energia nuclear britânica para uma série de estudos de APS, houve aumento nos questionamentos sobre os números de probabilidade para ACH com base no HEART. Como um aparte, uma das recentes versões de desenvolvimento de ATHENA (Cooper *et alii.* 1996) utilizaram os valores PFH dado pelo HEART; a versão mais recente da ATHENA (Forester *et alii.*, 2007) usa o julgamento de peritos para derivar as probabilidades de erro humano.

Para responder às críticas aos dados do HEART e suas justificativas, os desenvolvedores do modelo NARA utilizaram um banco de dados mais desenvolvido chamado CORE-DATA (Gibson *et alii.*, 1999), ao invés do banco de dados associado ao HEART que foi considerado indefensável. Grande parte dos elementos estruturais do NARA são idênticos aos da formulação do HEART. As diferenças residem em três áreas: o uso de banco de dados de PFH, a substituição das tarefas do HEART com um conjunto de tarefas NARA, e a incorporação de um valor limite de desempenho humano (HPLV), quando várias PFH ocorrem juntas.

Quanto a este último, há um sentimento dentro da comunidade de que não importa para a ACH que sejam tomadas medidas para aumentar a confiabilidade das operações humanas, é impossível alcançar uma PFH inferior, por exemplo, a $1,0E-4$. O NARA introduz um limite para tratar estas considerações. Deve-se salientar que Wreathall (HALL *et alii.*, 1982) produziu uma TRC que abordou a mesma preocupação em 1982. A curva de confiabilidade que ele produziu na época tinha dois limites de $1,0E-04$ e $1,0E-05$ e para responder a esta preocupação podemos pensar que o número

pode estar mais perto de $1,0E-03$. Até o início da ACH por TRC havia um limite de $1,0E-03$.

O NARA identificou quatro grupos de tipos de tarefas GTTs: (a) execução da tarefa; (b) assegurar o correto estado da planta e disponibilidade de recursos; (c) alarme / indicação de resposta e (d) comunicação.

Pode-se ver que os desenvolvedores do NARA tentaram definir simples tarefas relacionadas com tarefas mais complexas, durante as respostas a acidentes, por exemplo, pode-se ver as ações para responder a uma série de tarefas do NARA. A primeira ação pode ser em resposta a um alarme, em seguida, o grupo vai discutir a situação da comunicação. Antes que a equipe aja, verifica-se a disponibilidade de sistemas e componentes. Em seqüência se chama os envolvidos para tomar medidas. Esse ato é geralmente a última ação à reação dos envolvidos em um acidente De certa forma, o modelo NARA fica entre o HEART e a THERP. A tarefa a ser executada pela equipe ainda determina a PFH básica, e isso é central para esta abordagem básica.

4.3 - Modelos de ACH Relacionados com o Tempo

O conceito por trás da abordagem de ACH de curva de confiabilidade e tempo (TRC) é que os operadores eventualmente responderão a um acidente em um tempo suficiente de modo que a PFH estimada diminui dependendo do tempo disponível antes da seqüência do acidente atingir um ponto irreversível. Alguns argumentarão com este ponto de vista, por exemplo, os operadores durante o acidente da Unidade 2 de TMI não estavam cientes do significado do acidente até que uma pessoa de fora disse isso a eles em algum momento do acidente.

- **Swain TRC (Swain, 1983)**

As curvas temporais de confiabilidade - TRC de Swain foram adicionadas ao documento do manual da THERP depois das críticas ao manual quanto às falhas em explicar os efeitos cognitivos. As curvas TRC de Swain utilizam três curvas para prever o valor mediano de PFH e sua distribuição (5% e 95%) em função do tempo. O tempo estimado cruza com a curva da função da TRC e produz uma PFH estimada. Conforme já mencionado, Swain também sugeriu o uso de PSF para modificar as suas curvas TRC. As curvas TRC de Swain são diferentes de outras TRCs em que a curva tem uma região que representa a curva de insucesso, em vez de curvas resposta ausente dada na

série de relatórios GP/ORNL (Kozinsky *et alii.*, 1983). Os projetos posteriores de coleta de dados pelos simuladores (Bareith *et alii.*, 1996) centraram-se mais em insucesso, em vez de não-resposta, de modo que as falhas e recuperações mais tarde poderiam ser capturadas, em vez de se concentrar apenas em operações bem-sucedidas. As pessoas esquecem que o objetivo do trabalho do grupo GP / ORNL ocorreu em tempos em que os operadores foram bem sucedidos. A coleta de dados de simulador depois do projeto estava mais interessada na totalidade da resposta, incluindo falhas. Estes dados poderiam ser usados tanto para efeitos de treinamento como na ACH.

Como resultado do interesse em desenvolvimento de TRC decorrentes dos simuladores usados nos trabalhos de levantamento de dados patrocinados pela USNRC por *Oak Ridge* e *General Physics Labs*, o EPRI patrocinou o desenvolvimento da abordagem de ACH. O método foi uma abordagem baseada em estudos de simulação anteriores, juntamente com o conceito de dimensionamento de uma TRC de base usando um tempo médio de tarefas e modificado caso a tarefa fosse considerada habilidade, uso da regra geral, ou baseada no conhecimento (SRK) (Rasmussen, 1979). A PFH foi estimada pela análise da interseção de uma variável de tempo com da curva adequada SRK. A PFH é correspondente à intersecção e é lida sobre o eixo de probabilidade. A função de tempo foi estimada pelas considerações e análise de transientes e foi verificado que algumas das plantas selecionadas apresentavam variáveis na curva do tempo de confiabilidade (TRC) desenvolvido pelo EPRI que chegaram a valor inaceitável, como o aparecimento de danos ao núcleo. A seleção das condições para a função de tempo é normalmente feita pela equipe da APS.

Mais tarde, o EPRI patrocinou um grande projeto de simulador de coleta de dados (ORE) (Spurgin *et alii.*, 1990a) com o objetivo de confirmar ou não as hipóteses subjacentes de ACH. O resultado do estudo foi que nem todas as hipóteses foram confirmadas. No entanto, o projeto alcançou um conjunto de objetivos, um dos quais era o de gerar critérios sobre o desempenho das equipes e dar lugar ao desenvolvimento de um método holístico de árvore de decisão o HDT com base no contexto ao invés de nas tarefas motoras, que será tratado mais à frente. Além disso, tornou-se evidente que o TRC eram apenas uma expressão da variabilidade das pessoas. Como ferramenta, o TRC é bastante útil no treinamento para ver se os operadores podem chegar a respostas necessárias dentro do prazo da tarefa e com suficiente confiança. Para qualquer uma das TRCs a serem utilizadas, era necessário definir uma função de tempo para PFH de um acidente que envolvesse a tarefa. A interação da escala de tempo com o TRC define o

valor. Na prática, muitas vezes o valor de PEH pode ser muito baixo ($<1,0 \text{ E-8}$), quando baseado nesta abordagem. Como mencionado anteriormente, vários pesquisadores têm sugerido um limite de $1,0\text{E-4}$ ou $1,0\text{E-5}$ nos casos em que o número indicado é muito baixo. Na ótica da ACH, o TRC é baseado em "tempo normalizado", e a curva precisa ser modificada, multiplicando o tempo normalizado pelo tempo médio de tarefa ($T1 / 2$), em seguida, as mesmas regras são aplicadas como uma TRC normal. O analista tem de selecionar se a tarefa é S (baseada em sentimento), R (baseada em regra geral) ou K (baseada em conhecimento) e, em seguida, usar o TRC correspondente normalizado. O EPRI produziu um conjunto de TRC para plantas PWR e BWR de regras processuais diferentes. Estas poderiam ser utilizadas de forma semelhante às curvas de ACH.

4.4 - Modelos de ACH Relacionados com o Contexto

Métodos de ACH relacionados ao contexto são completamente diferentes dos relacionados com a tarefa e tempo. Nos outros dois métodos, o elemento de tarefa ou o tempo são os itens importantes na previsão do valor de probabilidade de erro humano. Para os métodos relacionados ao contexto, o contexto no qual tem lugar a ação é importante, não a tarefa ou o tempo. Deve ser mencionado que o contexto está diretamente relacionada com a tarefa. Um acidente apela para uma resposta da equipe para fazer cessar ou atenuar suas conseqüências. A tarefa a ser executada é o resultado do acidente e dos procedimentos selecionados pelas equipes. A seleção dos procedimentos depende da formação das equipes, as informações utilizadas pela equipe, e sua interpretação dessas informações (ou seja, a experiência da equipe em lidar com eventos específicos). A progressão do acidente depende em certa medida da comunicação entre os membros da equipe. Assim, a qualidade da formação, as normas de interface homem - máquina, procedimentos e comunicação estão relacionadas á capacidade da equipe cumprir a sua meta de controlar o acidente e sua progressão. A tarefa é reconstituída no campo de trabalho e definida pelos procedimentos que estão sendo seguidos pela equipe. A qualidade dos procedimentos é importante na definição da tarefa. O conceito de tarefa é realmente um artefato dos projetistas de plantas ou operações. As discussões entre a equipe ajudam a esclarecer o processo. A equipe, em seguida, responde a vários passos indicados pelos procedimentos que foram selecionados. As ações dos operadores é que definem a tarefa, após o fato. A trajetória

seguida pela equipe em resposta a um acidente pode ser diferente daquela determinada pelos analistas, antes ou depois de um acidente, mas ainda pode ser julgada pelo sucesso se o estado final correto é respeitado. A PFH é determinada por cada um dos elementos de influência do contexto. Claramente, alguns destes são: (i) a qualidade da formação da equipe, (ii) a qualidade dos procedimentos, (iii) a qualidade da interface homem-máquina, (iv) a qualidade dos padrões de comunicação, e assim por diante. Os elementos importantes do contexto vão depender da situação a ser considerada. A qualidade de qualquer elemento do contexto pode variar de fraca a boa, ou de ótima a soberba. Durante um acidente, o contexto pode variar dependendo da quantidade de atenção dada a cada um de seus elementos.

- ***Método da Árvore de Decisão Holística - HDT (Spurgin, 1990)***

Este método, baseado no contexto foi desenvolvido depois de ter sido profundamente envolvido na observação de operadores em simuladores de sala de controle durante respostas a situações de acidente, em experimentos financiados pelo EPRI (Experimentos de Confiabilidade de Operadores - em inglês *operator reliability experiments* - ORE), no período 1986-1990. O método era chamado de árvore de decisão holística - HDT. Os resultados do ORE indicaram que os operadores foram mais influenciados pelo contexto durante a execução de ações de acidentes, do que por conceitos de lógica nebulosa. O HDT combina uma estrutura de árvore com valores âncora para determinar o valor final para as PFH para um cenário particular de acidente; esta abordagem tem alguma ligação com a abordagem SLIM. O método é direcionado para uma abordagem holística para estimativa de valores para o grupo de PFH, embora as tentativas iniciais de modelagem PFH fossem voltadas para estimar os tipos de falhas latentes, tais como as causadas por operações de manutenção e teste. Esta abordagem foi integrada no primeiro procedimento de cálculo de ACH do EPRI produzido como um projeto conjunto entre a Texas Utilities e o EPRI em 1992 (Moeini, Spurgin, e Singh, 1993, Part 2). A fase seguinte no desenvolvimento do HDT foi o resultado de uma colaboração com um grupo de pesquisa húngaro (VEIKI) na tentativa de capturar os resultados e a experiência das sessões de simulador da planta de potência nuclear Paks, cujos resultados deveriam ser utilizados na APS da planta. A primeira abordagem abrangente de ACH do HDT foi desenvolvida com base nos resultados das sessões de simulador realizadas com as equipes de sala de controle da Paks. Além disso, a equipe

técnica da Paks desenvolveu uma ferramenta de coleta de dados para ser usada junto com o simulador, e foi composta de dados do simulador, juntamente com comentários de observadores que foram utilizados para apoiar o modelo HDT (Bareith, 1996). A melhoria da abordagem HDT foi feita em conjunto com alguns especialistas em APS russos no projeto 'Swiss Rus' (Spurgin, 2000). A abordagem HDT tem sido aplicada em várias APS russas.

- **CREAM II**

O CREAM II (Hollnagel, 1998) é chamado pelo seu criador uma extensão do CREAM. O método é baseado em dois conceitos: a função de falha cognitiva generalizada (CFF), que é dividida em quatro grupos: (i) erros de observação; (ii) os erros de interpretação; (iii) erros de planejamento e (iv) erros de execução. Ao todo são 13 erros divididos nestes quatro grupos. O outro conceito é um fator modificador funcional chamado condições comuns de desempenho (CPCs), que são nove. Estes CPC determinam o contexto no qual a equipe ou o operadores operam. Os CPCs vão de coisas como a adequação da organização à qualidade da equipe de colaboração.

Ao invés de identificação de tarefa, o método concentra-se nas características cognitivas associadas a uma dada tarefa. O CREAM II não está incluído na seção de métodos relacionados à tarefa devido a sua ênfase no contexto (isto é, a utilização de CPCs). O método é mais associado com métodos relacionados ao contexto como HDT (Spurgin, 1999) do que o NARA.

Claramente, este é um modelo de segunda geração no desenvolvimento da ACH, e está se movendo para uma abordagem mais fenomenológica (efeito cognitivo e o impacto no contexto). É baseado em uma visão mais psicológica da ACH e é dirigido pelo contexto, ou seja, considera-se que o contexto afeta alguns aspectos do processamento cognitivo dos operadores, e isso leva à falha funcional, que por sua vez leva a um erro. Os conceitos gerais estão em linha com o pensamento atual sobre como os erros são causados. Em outras palavras, sucesso ou não dependendo do contexto no qual está operando. A abordagem começa com a idéia de que os seres humanos não erram deliberadamente. Naturalmente, pode haver condições de trabalho que levam um trabalhador a tomar decisões que podem causar problemas.

Hollnagel (2004) considera que há potencialmente 13 erros cognitivos associados a uma tarefa. Estes são os três erros de observação, três erros de

interpretação, dois erros de planejamento e cinco erros de execução. O analista é confrontado com o trabalho de tentar avaliar uma sequência de acidente e dizer como o erro é causado (ou seja, é por causa de um problema de interface homem-sistema, a deficiência de procedimento, ou outra coisa).

A CREAM então seleciona dados a partir de uma variedade de fontes, tais como Beare et al. (1983), THERP (Swain e Guttman, 1983), HEART (Williams, 1988), e Gertman e Blackman (1994) para preencher uma tabela das probabilidades de erro correspondente para os erros supracitados, um exemplo típico é o erro O1 (Erro de observação de um objeto (tabela 9 da CREAM)), o valor base é $1,0E-3$, o limite inferior é $3,0E-4$ (5%), e o limite superior é $3,0E-3$ (95%).

Hollnagel identifica modificadores de performance como CPCs. O usuário do CREAM tem que avaliar a situação e, em seguida, selecionar o CFF e também determinar quais são os CPCs envolvidos e em que grau. Um exemplo seria se uma ação fosse executada fora da sequência (CFF-E4), os CPCs seriam então as condições de trabalho, e são consideradas úteis. O outro CPC é se a adequação da formação e preparação da tarefa é considerada adequada.

A combinação destes são um valor CFF central de $3,0E-3$, $CPC2 = 0,8$, e $CPC4 = 0,8$. O CPC2 diz respeito às condições de trabalho, e o CPC4 diz respeito à disponibilidade de procedimentos ou planos. Quanto aos fatores de ponderação pode-se dizer aqui que eles são considerados vantajosos. Portanto, a probabilidade média resultante é igual a $3,0E-3 \times 0,8 \times 0,8 = 1,92E-3 \sim 2,0E-3$.

O CREAM II é um pouco semelhante aos conceitos do HEART e o NARA, no que consideram um ponto central ou PFH, correspondendo a uma tarefa ou ação cognitiva, e, em seguida, alteraram o valor por um conjunto de modificadores. No caso do CREAM, estes são chamados CPCs e são fatores de ponderação equivalentes ao composto de EPCs e APOPs para o HEART e o NARA, respectivamente. No caso do CREAM, os modificadores são de dupla função (ou seja, tanto os efeitos positivos como os negativos são considerados). Os fatores de ponderação podem diminuir ou aumentar uma PFH. Assim, os fatores de ponderação são multiplicadores, e são inferiores a um ou maior que um. Os potenciadores de desempenho são menores que um, e aqueles que causam a deterioração no desempenho são maiores que um. Para o HEART e o NARA, apenas valores que aumentam a probabilidade de erro são considerados, como já apresentado neste trabalho.

- **SPAR-H**

SPAR-H (Gertman et al., 2004) foi desenvolvido por *Idaho National Laboratories* para a USNRC. O objetivo de desenvolver SPAR-H foi para atender às necessidades da USNRC relacionados à quantificação de erros humanos quanto : (a) a realização de estudos de segurança, tais como análise probabilística de segurança (APS), (b) a ajudar nos processos de inspeção com informação do risco; (c) a revisão de modificações especiais, e (d) à regulação do processo de tomada de decisão com informação do risco. A ACH também tem sido usada para apoio no desenvolvimento de modelos de PRA específicos para plantas (Gertman, 2004).

O modelo SPAR-H se baseia em vários anos de experiência dos autores, no campo de energia nuclear, especialmente em fatores humanos e ACH. A base psicológica para a construção SPAR-H é o modelo informacional do homem.

O modelo consiste em probabilidades associadas com o diagnóstico e ação. Tomam-se os valores PFH como 0,01 e 0,001 para o diagnóstico e ações. A PFH eficaz é composta por estes elementos, juntamente com os modificadores decorrentes do contexto.

Como claramente expresso no prefácio do relatório, o SPAR-H é uma abordagem simplificada de ACH, e há outros métodos mais abrangentes que poderiam ser utilizados para estudos mais intensivos (por exemplo, a NRC menciona a ATHENA,). No entanto, o SPAR-H se encaixa bem para o uso previsto pelo NRC para ele.

- **MERMOS, (1985)**

O *Methodes d'Evaluation de Realisation des Missions Operateur pour la Surete* (MERMOS) é o método de ACH atualmente utilizado pela *Electricité de France* (EdF). A EdF tem estado envolvida em APS por algum tempo. Eles publicaram o seu primeiro relatório de APS em 1985. O método de ACH foi baseado em uma TRC como as de Swain, mas modificado para dar conta da experiência na realização de sessões de simulador em condições de acidente. Como grupo, os investigadores franceses estavam mais interessados nos efeitos de acidentes nas respostas comportamentais dos operadores do que nos efeitos de suas ações no tempo. Conseqüentemente, seu programa de simulador consiste de um grande número de diferentes cenários, mas

envolvia um pequeno número de operadores. Este era diferente do projeto ORE do EPRI, que se centrou em um pequeno número de cenários e um grande número de operadores. No projeto ORE, todos os operadores eram licenciados pela NRC e participaram dos estudos de acidentes simulados com operadores de seis unidades. A EdF abandonou a abordagem de ACH existente e foi desenvolvido ao longo do tempo a abordagem MERMOS, que pode ser considerado um método de segunda geração na medida em que coloca mais consideração no contexto do que na tarefa.

- ***ATHEANA***

A técnica ATHEANA pode ser dividida em duas partes: (i) identificação de erros humanos dentro de uma seqüência de eventos e (ii) quantificação destes erros humanos. Os demais métodos de análise de confiabilidade humana relacionam os erros identificados com a seqüência de eventos em sua maioria por médias históricas. A diferença é que ATHEANA tem um método de pesquisa para identificar que Condições que Forçam o Erro - CFE existem, e podem levar a um dado erro. Este tipo de processo é muito útil no caso da análise de acidentes para garantir que todas as fontes de erros sejam identificadas. É útil ter uma taxonomia para as condições que forçam o erro (CFE) para aplicações futuras.

O problema maior é como identificar quais CFE são mais eficazes. Alguns pesquisadores consideram que as CFE (ou EPC, NARA) podem ter diferentes pesos. Uma sugestão para solucionar o problema foi realizar sessões de simulação para tentar identificar as tendências dos operadores. Isto é o que vem sendo proposto na coleta de dados. No passado, este processo foi realizado implicitamente nas APS pelos membros das equipes que realizavam as APS procurando explicitar os prováveis erros humanos nos cenários. A abordagem foi a utilização de diagramas de seqüência de eventos (ESDS), e todos os "grandes" acontecimentos humanos foram incluídos. A vantagem da abordagem é que a ATHEANA deve ser um processo mais sistemático.

A ATHEANA foi mais recentemente alterada de acordo com os dados do HEART para a utilização de especialistas com um método de levantamento de dados para gerar as probabilidades de erro humano (Forster et al., 2004).

- ***IDAC***

O IDAC (MOSLEH *et alii*, 2004) é um modelo de comportamento dos operadores desenvolvido com base em muitas conclusões relevantes da: psicologia cognitiva, ciência comportamental, neurociência, fatores humanos, e observações de campo. Ele modela o comportamento de um operador num contexto de grupo em resposta às condições anormais em um sistema complexo. Os fatores delimitadores de desempenho (PSF) são pontuados numa escala de 1 a 10 e a taxonomia é bem parecida com a usada na técnica CREAM. Devido à variedade e quantidade de detalhes da entrada de informações, assim como a complexidade da aplicação da suas normas internas, o modelo IDAC é limitado ao uso de simuladores operacionais de processo, com uso de computadores, em usinas nucleares.

4.5 - Comparação entre as Metodologias

Quando comparamos os métodos de Análise de Confiabilidade Humana definidos pela tarefa percebemos que do THERP ao NARA eles foram se aperfeiçoando, com a vantagem de começarem pelo THERP que desde o início apresentou boa aceitação pelos engenheiros. No entanto, um problema é definir uma série de subtarefas que contribuem para a não confiabilidade de pessoas durante a execução de uma tarefa. O CBDT (Spurgin *et alii*, 1990), surge como um método que além de ter uma boa documentação, a definição de subtarefas é muito mais fácil do que com a THERP porém ainda apresenta dificuldades. O HEART representa um avanço nos métodos relacionados a tarefas, usando uma abordagem mais holística da tarefa. A tarefa agora é definida por alguns dos seus atributos, ao invés de ser definida levando em conta o que o operador faz. Apesar do HEART incorporar a experiência adquirida com um conjunto de PRAs desenvolvidas no Reino Unido, melhorando a qualidade da documentação, a seleção das tarefas-chave continua sendo difícil e as descrições muito vagas. A abordagem matemática do NARA é essencialmente a mesma do HEART e é baseada na mesma idéia de uma série de tarefas modificadas por fatores multiplicadores, cuja proporção é alterada pelo julgamento de especialistas. O grande avanço do NARA em relação ao HEART é a base de dados, o CORE –DATA. Um passo importante no processo de aceitação é que o NARA foi revisto por um grupo de especialistas em ACH internacional (KIRWAN *et alii.*, 2008).

O próximo grupo de métodos, são os métodos de análise de confiabilidade humana (ACH) definidos pelo tempo e baseados no conceito de que “Se tivermos tempo

suficiente, podemos resolver qualquer problema”. O tempo é importante e é, na verdade, a característica dominante. As vantagens para os modelos TRC estão relacionadas com a qualidade das informações obtidas com simuladores. As curvas são importantes em relação à informação que fornecem sob três aspectos: (i) a confirmação do rigor e confiabilidade das ações das equipes, (ii) quando há qualquer hesitação ou falhas por parte das equipes, e (iii) a capacidade de comparar as tarefas semelhantes, em plantas diferentes.

Dois aspectos importantes devem ser levados em conta quando se fala em curvas TRC. O primeiro é que as curvas TRC de Swain não são suportadas por resultados atuais de TRC. E o segundo, é a pressuposição de que a confiabilidade do operador pode ser elevada, mesmo para tarefas de curta duração, enquanto as curvas TRC de Swain sugerem o contrário.

O próximo conjunto de métodos é o dos que apresentam uma conexão forte com o contexto em que ocorre o acidente. O CREAM (Hollnagel, 1998) é baseado na experiência de campo tanto de fatores humanos como de confiabilidade humana. Os fatores humanos, são uma visão simplificada de modos de controle, estratégia, e a confiabilidade humana é uma visão detalhada de erro humano. As duas versões foram aplicadas em estudos na NASA. A principal vantagem do método é a base de dados de falhas cognitivas e a principal desvantagem é a dificuldade de distinguir as falhas cognitivas.

As principais vantagens da ATHEANA são a existência de uma taxonomia para gerar as condições que forçam os erros, o uso de elicitação de especialistas para gerar dados, e o apoio da NRC para o seu desenvolvimento, porém é necessário um número maior de aplicações para ganhar experiência e validar a técnica.

O método MERMOS faz uso de sessões de simulador para extrair dados e conclusões, que podem ser usados como base de insumos em um estudo de APS. O usuário do MERMOS está interessado em prever a probabilidade de um operador causar erros. As equipes poderão entrar em diferentes situações de erro baseadas na situação ou contexto. A vantagem do método é ser baseado no uso de simuladores de acidentes que ajudam a definir os caminhos alternativos que os operadores podem tomar. Neste sentido a desvantagem, porém é que a resposta do modelo não está fundamentada em modelos teóricos de comportamento de operadores.

O SLIM (Embrey et al., 1984) é o primeiro método baseado de derivação de probabilidades de erro humano baseado no contexto. É um método fácil e tende a produzir dados de probabilidade de erro humano específicos para a planta. Apresenta como desvantagem os problemas relacionados com a determinação da importância relativa dos fatores de desempenho de segurança.

O método HTD foi desenvolvido a partir do desempenho observado com a experiência de operadores da sala de controle durante a simulação de acidentes no projeto ORE (Spurgin *et alii.*, 1990).

O método apresenta como vantagem o fato de centrar-se no contexto do acidente, pois afeta o grupo, é fácil de entender, e indica claramente que parâmetros podem ser alterados para melhorar a confiabilidade dos operadores. A principal desvantagem é que é necessário uma avaliação especializada para verificar o impacto da qualidade dos procedimentos, formação, e assim por diante.

O SPAR-H (Gertman et al., 2004), consiste na combinação de uma representação simples de confiabilidade humana baseada em uma parte cognitiva e uma parte de ação com os valores de probabilidade de erro humano associados a cada conjunto de fatores de desempenho de segurança a ser usado em combinação com as probabilidades de erro humano. O usuário determina o valor de confiabilidade humana e usa o julgamento de especialistas para selecionar os fatores de desempenho de segurança e seus valores. É um método bem documentado, porém a simplificação do desempenho humano limita as aplicações.

É senso comum que os métodos de Análise de Confiabilidade Humana foram evoluindo dos denominados modelos de primeira geração (baseados na tarefa e no tempo) para os modelos de segunda geração (baseados no contexto). Os primeiros modelavam o comportamento cognitivo do homem durante o controle do processo, através da interface homem-máquina. Os segundos, os modelos de segunda geração, modelavam o comportamento cognitivo levando em consideração aspectos sociais e culturais que norteiam as interações entre seres humanos.

A história dos acidentes nas últimas décadas tem mostrado claramente que os fatores humanos e organizacionais têm um papel significativo na falha dos sistemas e dos acidentes. Como resultado, a importância relativa de erros humanos e sistemas de gestão nas causas de acidentes cresceu significativamente e a influência da organização vem crescendo nas últimas décadas. Estabeleceu, assim um nível para os modelos de

segunda geração, onde a organização é o foco em que se deseja modelar a influência da cultura organizacional sobre o comportamento humano.

Hoje, as metodologias de ACH tanto de primeira geração, como as de segunda, já incorporam alguns fatores organizacionais em PSF no intuito de incorporar a influência da organização no contexto da falha humana. Estas abordagens são simplistas e limitadas e os modelos de segunda geração lidam com a complexidade do comportamento dos seres humanos, que carregam de subjetividade o julgamento dos analistas.

Pode-se afirmar que hoje não há solução satisfatória, uma vez que todas as abordagens partem de duas deficiências: (i) tratam a incorporação dos fatores humanos como linear; (ii) não modelam fatores culturais, sociais, econômicos e políticos que também fazem parte da organização, que neste caso considera-se como não lineares, ou seja, trata pontos subjetivos. Essa não-linearidade é possível de ser medida, como pode ser visto no questionário apresentado no Anexo 1

CAPITULO 5- Estabelecimento e aplicação do modelo para a quantificação do impacto de fatores influenciadores na Probabilidade de Falha Humana (PFH)

5.1- Discussões preliminares.

5.1.1- Mapas Cognitivos

Mapas cognitivos são obtidos a partir de uma 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).

Assim como uma série de outras linhas da qual o pensamento sistêmico é oriundo, a dinâmica de sistemas também é orientada "para examinar a inter-relação 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, 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.

A despeito destas questões, a dinâmica de sistemas, do ponto de vista da aprendizagem organizacional, tem sido usada de uma maneira cujo objetivo principal não é a simulação exata do comportamento dos sistemas organizacionais, pois a ideia chave não é a resolução de problemas através da modelagem, mas a possibilidade de avaliar os padrões de comportamento do sistema visando o aprimoramento dos modelos mentais compartilhados das pessoas que têm o poder de tomar decisões. Neste sentido, a dinâmica de sistemas e o pensamento sistêmico têm um papel importante a cumprir.

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 em geral, incluindo as relações de realimentação.

No mapeamento cognitivo 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 flexas, onde os nós representam conceitos ou ideias e as flexas indicam as interações ou ligações entre estas ideias.

A abordagem dos mapas cognitivos descrita anteriormente 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 em um nível de análise dada a complexidade inerente do problema. Entretanto, em algumas situações, particularmente onde existem mais informações, 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 flexa. Nestes casos, o conceito de dinâmica de sistemas é apropriado (Forrester, 1961).

Neste trabalho será construído um mapa cognitivo para correlacionar os fatores ou elementos entre si, que influenciam na estimação de PFH. Isso pode ser considerado um modo diferenciado de combinação dos fatores na medida em que se consegue apresentar a influência de um elemento sobre outro. Para a construção gráfica do mapa cognitivo foi utilizada a proposta de ESSLIN, *et alii*, (1997).

5.1.2-Análise retrospectiva de ocorrências.

A principal razão para se realizar uma investigação de acidente/incidente é descobrir porque o mesmo ocorreu.

No caso da maioria dos acidentes e incidentes, deve-se ter o foco de buscar explicações que não só reduzam as incertezas em torno dos eventos, mas também contribuam para aumentar o nosso conhecimento sobre o evento em particular.

Segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) a causa raiz é definida como a causa fundamental de um evento iniciador, que se corrigida, irá prevenir a sua recorrência. A causa raiz é usualmente definida como a combinação de fatores e condições subjacentes às ocorrências anormais, ou mesmo como o princípio absoluto da cadeia causal.

A idéia da investigação de ocorrências anormais parece ser uma tarefa simples e intuitiva. 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, 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), o que vem justificando a necessidade de metodologias de análise e investigação de ocorrências anormais cada vez mais estruturadas.

Essas análises são, quase invariavelmente, tecnicamente orientadas envolvendo descrições detalhadas das instalações, equipamentos, reações e seus sistemas de lógica. Somente através da adoção de técnicas de investigação que explicitamente identificam as causas, isto é, as razões pelas quais ocorreu um incidente é que as organizações podem aprender a partir de falhas passadas e evitá-las no futuro.

A investigação de ocorrências anormais em sistemas tradicionais tende a analisar os acidentes e quase acidentes de modo descritivo (focando em quem, o que, onde e quando aconteceu), no qual somente fatores técnicos e os fatores humanos superficiais são descobertos. Já em um ambiente de gerenciamento sistêmico, ocorre a análise das condições organizacionais, de modo a não somente culpar o trabalhador ou o equipamento, mas observar os fatores associados a falhas no gerenciamento do sistema (Van Vuren, 2000).

Normalmente, em investigações de acidentes dá-se muita ênfase ao comportamento humano e, segundo Costella *et alii* (2009) o processo mental mais comum é realizar perguntas como: “Como ele pode ter esquecido isso?” ou “Como ele não viu que x obviamente levaria a y ?”. O fato é que, reagir após a ocorrência do acidente, como se esse acontecimento estivesse disponível aos operadores naquele momento, simplifica demasiadamente a situação e mascara um processo de análise mais profunda (Dekker, 2002).

Segundo Perrow (2006), a busca da falha humana é a reação normal aos acidentes: as investigações formais de acidente começam geralmente com a situação de que o operador deve ter falhado e, se esta atribuição de responsabilidade puder ser feita, isso será o fim da investigação. Isso representa um problema no sentido de que investigações que atribuem a ocorrência do acidente a comportamentos inadequados do trabalhador (por, exemplo, “descuido”, “negligência”, “imprudência”, “desatenção”), geram recomendações centradas em mudanças de comportamento: “prestar mais

atenção”, “tomar mais cuidado”, “reforçar o treinamento”. Tais recomendações pressupõem que os trabalhadores são capazes de manter elevado grau de vigilância durante toda a jornada de trabalho, o que é incompatível com as características bio-psico-fisiológicas humanas (Hale e Glendon, 1987).

É importante, segundo já apontado por Lindsay (1992), que as investigações assegurem que as circunstâncias estejam detalhadas, identificadas e analisadas, incluindo: (i) os sistemas e aspectos organizacionais, tais como as políticas, padrões, regras e procedimentos relevantes; (ii) o trabalho, por meio das premissas, a planta, as substâncias e os procedimentos em uso e no seu efeito no trabalho interessado; (iii) o comportamento dos empregados, adequação e competência e as razões para algumas deficiências no desempenho.

Dekker (2002) propõe cinco passos para uma adequada investigação:

- Definir a sequência de eventos com base nos dados coletados e estruturá-los numa escala de tempo;
- Dividir a sequência de eventos em episódios que possam ser estudados separadamente, no qual cada um deles possua diferentes explicações relativas aos fatores humanos;
- Reconstruir os aspectos críticos da situação acerca de cada um desses eventos. Por exemplo, o que estava sendo feito no momento, o que parecia isso para o operador, os dados estavam disponíveis no momento?;
- Identificar o que as pessoas estavam fazendo ou tentando executar em cada episódio. É necessário verificar quais dados eram realmente observáveis, quais eram os objetivos no momento, que conhecimentos estavam sendo usados e onde a atenção estava focada;
- Finalmente, determinar os detalhes dessa sequência de eventos, mesmo que sejam paralelos, de modo a auxiliar na determinação e entendimento dos possíveis padrões de falhas existentes.

A primeira fase da investigação de uma ocorrência anormal envolve a obtenção de uma descrição completa da sequência de eventos que levaram à falha. Isso vai exigir entrevistas com o pessoal e exame das evidências físicas, em torno das circunstâncias do incidente. O uso de técnicas tais como plotagem de fatores causais, seqüenciamento de múltiplos eventos e o procedimento de plotagem de eventos sequencialmente no tempo fornecerão uma abordagem sistemática e estruturada para auxiliar a coleta de

informações, identificando onde as lacunas na compreensão de cadeias de eventos levam a falsas conclusões. Estas técnicas de seqüenciamento também podem ser usadas em conjunto com métodos como análise de barreiras, análise de mudanças e análise por árvore de falhas para averiguar eventos críticos e ações, e, assim, as causas diretas das ocorrências anormais. O conceito de causalidade da ocorrência anormal englobado tanto na análise de barreiras como na análise de mudança é fundamental para a maioria das metodologias de análise de causas e são freqüentemente incluídos em um conjunto de ferramentas para ser aplicado como adequado pelo investigador.

Tendo identificado as causas diretas das ações, a próxima etapa é apurar as suas causas subjacentes ou raiz. Muitas vezes, uma estrutura de árvore é usada para organizar suas causas.

Ao identificar as causas do incidente, as ações corretivas propostas tendem a ser mais eficazes. Além disso, é possível desenvolver um banco de dados de causas que considera falhas humanas e de equipamentos. Esta abordagem permite a identificação das tendências de causa raiz e, a partir dessas tendências desenvolver recomendações preventivas e eficazes não só para evitar falhas de repetição, mas também, contornar os muitos incidentes relacionados.

Qualquer que seja a metodologia adotada, a Investigação deve ser um trabalho de equipe e é essencial que haja o envolvimento dos vários níveis hierárquicos da empresa e que seja valorizada a participação dos trabalhadores da base do sistema produtivo, engenharia e profissionais de segurança. Em função da natureza do evento, pode ser necessária a participação de diretores, gerentes, supervisores, manutenção, e saúde. O trabalho em equipe, envolvendo vários níveis hierárquicos, assegura que os conhecimentos práticos e gerenciais sejam amplos e que a capacidade de solução dos problemas seja elevada, reforçando a ideia de que a investigação é benéfica para todos.

Os membros da equipe devem estar familiarizados com boas práticas de segurança e com as normas e exigências legais. A equipe deve incluir pessoas que tenham habilidades para o processo de análise (com treinamento em alguma metodologia adequada), que devem ser capacitadas para coletar informações, realizar entrevistas, avaliar situações de risco, propor medidas de controle e avaliar a eficácia das medidas adotadas. É importante que a equipe tenha tempo e recursos suficientes para executar uma análise adequada. É preciso, ainda, que a equipe tenha a participação de pessoas que detenham poder de decisão para a solução dos problemas verificados.

Somado ao exposto acima o responsável direto da área envolvida não tem a imparcialidade e isenção necessárias para a realização de uma análise causa raiz completa. Ele deve dar suporte à equipe responsável pela investigação do evento, gerenciar a aplicação das ações corretivas e acompanhar a eficácia destas ações.

Quanto aos passos, estes devem atender o seguinte conteúdo mínimo:

- Coleta de dados;
- Análise das informações;
- Identificação de medidas de controle;
- Plano de ação;
- Metodologia de acompanhamento da eficácia das ações realizadas;

Na coleta de dados deve-se buscar responder às seguintes perguntas:

- a) Quando e onde o evento adverso aconteceu (cronologia do evento)?
- b) Quem sofreu danos ou estava envolvido com o evento?
- c) O que aconteceu? Quais materiais nucleares e/ou quimicamente perigos estavam envolvidos?
- d) Como o evento adverso aconteceu?
- e) Quais atividades estavam sendo desenvolvidas no momento do acidente?
- f) Havia algo incomum ou diferente nas condições de trabalho?
- g) A atividade foi devidamente autorizada pelas áreas competentes? Existiam procedimentos de segurança no trabalho e eles foram seguidos? Os pontos críticos do trabalho foram ressaltados nestes procedimentos?
- h) Quais lesões ou problemas de saúde foram causados pelo evento adverso?
- i) O risco era conhecido? se sim, por que não foi controlado? Se não era conhecido, por quê?
- j) Como a organização do trabalho contribuiu para o evento adverso?
- k) A manutenção e limpeza eram suficientes? Se não, explique.
- l) As pessoas envolvidas eram capacitadas?
- m) O layout do local de trabalho influenciou o evento adverso?
- n) A natureza ou forma dos materiais influenciou o evento adverso?

- o) Dificuldades na utilização das instalações ou equipamentos contribuíram para o evento adverso?
- p) Os equipamentos de segurança eram suficientes?
- q) Outras condições influenciaram o evento adverso?

Existem diversas ferramentas e técnicas para se estruturar uma análise de eventos adversos e identificar os fatores relacionados à sua ocorrência. Independentemente do método utilizado, a análise deve:

- ser objetiva e imparcial;
- identificar os fatores imediatos;
- identificar os fatores subjacentes;
- identificar os fatores latentes e;
- identificar a rede de fatores em interação.

Uma análise mais completa envolve examinar os fatos, entender o que aconteceu e os seus motivos. Todos os dados coletados devem ser reunidos e examinados para identificar quais informações são relevantes e o que está faltando.

Na realidade, a coleta de informações e sua análise são realizadas paralelamente. Com a progressão da análise, outros achados ou hipóteses poderão ensejar a necessidade de busca de informações adicionais.

A abordagem adotada na etapa de análise possibilitará a identificação de falhas e a indicação de possíveis soluções. Essas soluções devem ser avaliadas de forma a se selecionar as mais adequadas a serem implementadas.

Se diversas medidas são identificadas, devem ser cuidadosamente priorizadas em um plano de ação de controle de riscos, que estabeleça o que precisa ser feito, quando e por quem. É preciso atribuir responsabilidades para assegurar que o cronograma de implantação possa ser monitorado.

Questões de segurança evidenciadas na análise devem ser a base de um plano de ação para a melhoria contínua das condições de trabalho. Após a conclusão da análise, deve ser preparado um plano de ação com objetivos específicos, mensuráveis (a utilização de indicadores de desempenho é válida para a avaliação da eficácia das medidas implementadas), acordados, realistas e duradouros no tempo. É necessário assegurar que o plano de ação abranja efetivamente não apenas os fatores imediatos, mas também os subjacentes e, sobretudo, os latentes.

Antes da implantação, os resultados da análise e o plano de ação devem ser comunicados a todos os envolvidos e aos que devem conhecê-los de forma a garantir que as medidas definidas sejam as mais indicadas, que tenham impacto nas questões levantadas na análise e que sejam factíveis.

É fundamental que se definam os responsáveis pela sua execução e monitoramento. Sem um plano de ação adequado, que considere os aspectos acima abordados, perdem-se os potenciais benefícios de uma análise e não se evita a ocorrência de outros eventos adversos.

Como ilustração para este trabalho foi efetuado pelo autor um levantamento em uma instalação química de processos (ABIQUIM 2010). Foram analisados 65 relatórios de eventos ocorridos entre agosto de 2006 e setembro de 2011, distribuídos conforme a Tabela 2.

Tabela 2: Incidência de ocorrências anormais por ano

Ano	Número de Eventos	%
2006	3	4,6
2007	9	13,8
2008	14	21,54
2009	18	27,69
2010	8	12,37
2011	13	20

Muitas análises se restringem a levantar as causas imediatas. Esta abordagem (corrigir somente a causa imediata) é uma aproximação simplista que pode impedir que um incidente idêntico ocorra outra vez no mesmo local, mas não impedirá incidentes similares. O que se comprova devido ao grande número de eventos parecidos.

Quando sumarizados quanto ao tipo das consequências, observamos que 20% dos eventos são categorizados como quase incidentes ou desvios e observa-se aqui um ponto positivo da organização, uma vez que a Figura 3 apresenta uma pirâmide de eventos de segurança cujo modelo estabelece que para cada acidente fatal ocorrido já

aconteceram 30 acidentes com afastamento do trabalhador, em mais de um dia útil de trabalho. A partir daí, a pirâmide apresenta um crescimento de um patamar em relação ao outro de 10 vezes, chegando a uma base constituída de 30.000 desvios para cada acidente fatal ocorrido.

Através desse modelo é fácil verificar a importância de se elaborar ações sistêmicas já a partir dos desvios, procurando minimizar ou mesmo eliminar condições que possam futuramente chegar ao topo da pirâmide.

Os desvios, que constituem a base do modelo de pirâmide de eventos de segurança, devem ser monitorados, assim como os incidentes ou quase-acidentes, para que de forma proativa possam ser planejadas ações de controle de modo a evitar ou minimizar os eventos que constituem a parte mais alta da pirâmide.

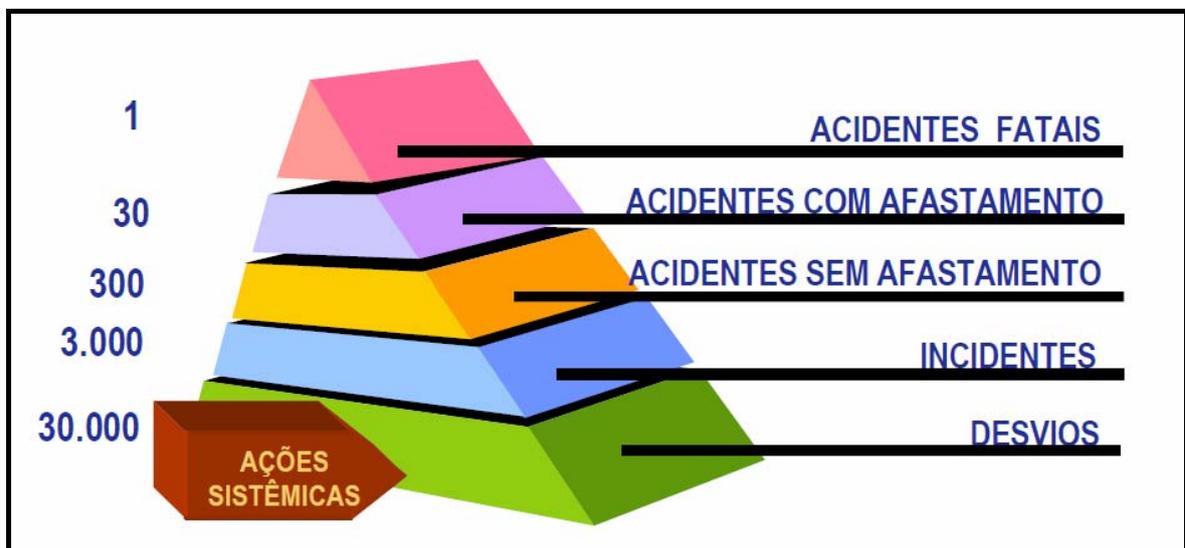


Fig. 3: Modelo de pirâmide de Eventos de Segurança. Fonte: Dupont (1990)

A Figura 4 apresenta a distribuição dos eventos quanto aos tipos acidentais considerados.

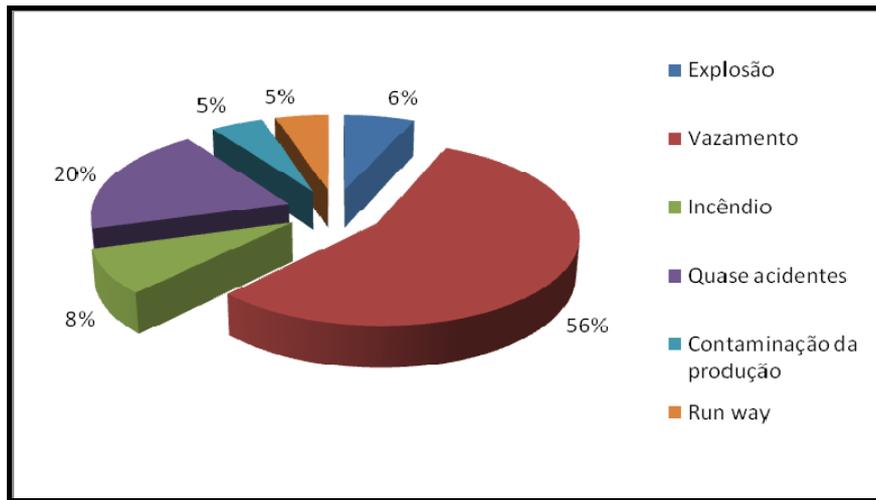


Fig. 4: Distribuição dos eventos quanto às suas consequências (Dupont,1990).

5.1.3- Arquétipos de segurança.

Apresenta-se neste trabalho uma interessante abordagem adicional sobre a análise retrospectiva dos incidentes que têm influência quantitativa na PFH, que pode ajudar a demonstrar a influência de fatores sistêmicos não lineares nos incidentes. A abordagem foi efetuada a partir da teoria de Dinâmica de Sistemas com o uso de arquétipos de segurança estabelecidos por Marais e Levenson (2007), na tentativa de mapear a degradação da função segurança.

Marais e Levenson (2007) propõem um conjunto de arquétipos de segurança de sistema que modelam falhas de segurança comuns na cultura das organizações, ou seja, o comportamento dinâmico de organizações que muitas vezes leva a acidentes. Conforme a análise de acidentes e instrumentos de investigação, os arquétipos podem ser usados para desenvolver modelos dinâmicos que descrevem os fatores sistêmicos e organizacionais que contribuem para o acidente. Os arquétipos ajudam a esclarecer por que as decisões relacionadas à segurança nem sempre resultam no comportamento desejado, e como as decisões independentes em diferentes partes da organização podem se combinar e resultar em impacto na segurança.

Apresentam-se neste trabalho os arquétipos propostos por Marais e Levenson (2007).

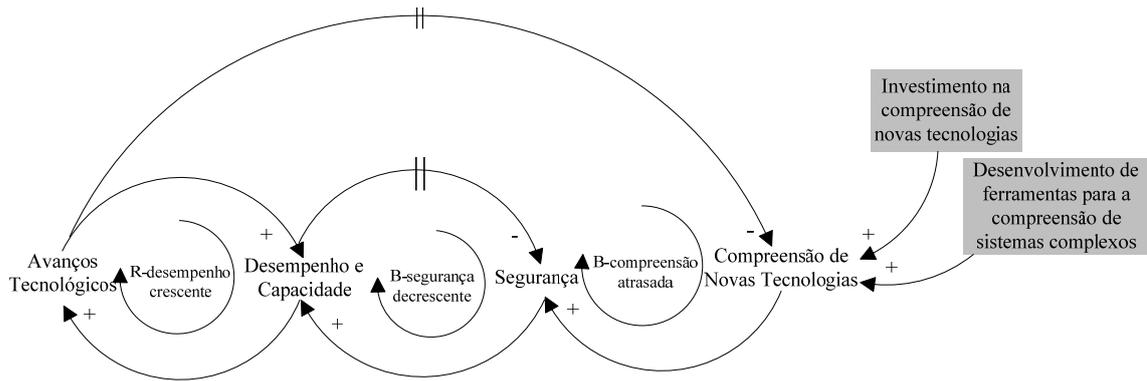


Fig. 5- *Arquétipo 1– Tópicos de segurança estagnados em face de avanços tecnológicos.*

Arquétipo 1: Estagnação de tópicos de segurança em face de avanços tecnológicos: Esta estrutura consiste em um ciclo de reforço e um ciclo de equilíbrio. O ciclo de reforço consiste em uma ação em uma parte de uma organização destinada a conseguir algum resultado. Inicialmente, a ação é bem sucedida, mas depois de um tempo uma restrição sobre o desempenho é alcançada e o sistema reage para limitar o resultado (Diminuidor de segurança).

Aqui, a restrição relativa à segurança é a nossa compreensão das novas tecnologias e dos sistemas em que está inserida. Os avanços tecnológicos resultam em um aumento no desempenho em muitas áreas, que por sua vez, acarretam em mais avanços (R desempenho crescente). À medida que a velocidade das mudanças se acelera, o entendimento das implicações de segurança fica ainda mais para trás (B compreensão atrasada). Uma característica dos sistemas modernos é que a sua complexidade muitas vezes é superior a nossa capacidade de compreensão.

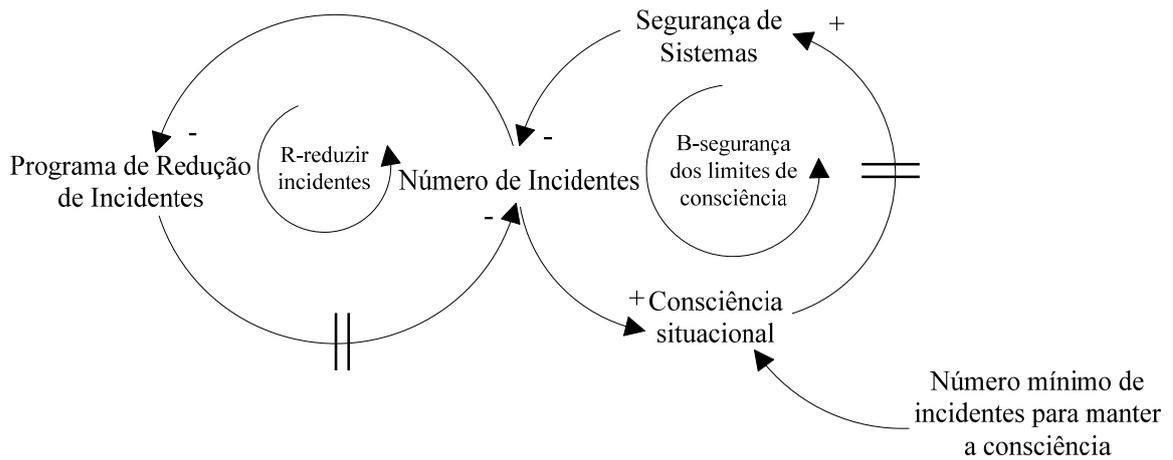


Fig. 6- *Arquétipo 2 - Diminuição da consciência de segurança*

Arquétipo 2: Neste arquétipo o sucesso de um programa de segurança pode ser limitado pelas características do sistema para o qual o programa é aplicado, ou pela natureza do próprio programa. A estratégia, a política, ou um processo que, inicialmente, promove a melhoria da segurança podem eventualmente chegar a um ponto onde a sua aplicação continuada pode causar uma diminuição da segurança.

A redução da consciência de segurança pode ocorrer, quando medidas de redução de índice de incidentes inicialmente melhoram a segurança de um sistema. Mas a ausência de incidentes torna o sistema quieto, e o reconhecimento situacional de segurança é reduzido. O resultado é uma diminuição de segurança no sistema.

Considere-se o caso de sistemas ultrasseguros. O senso comum diz-nos que, a fim de aumentar a segurança, erros, acidentes e avarias têm de ser reduzidos ou eliminados. Isto é verdade para sistemas onde a taxa de incidentes e acidentes é alto. No caso de sistemas ultrasseguros a continuação da eliminação de erros, incidentes e falhas podem, paradoxalmente, acarretar em diminuição da segurança .

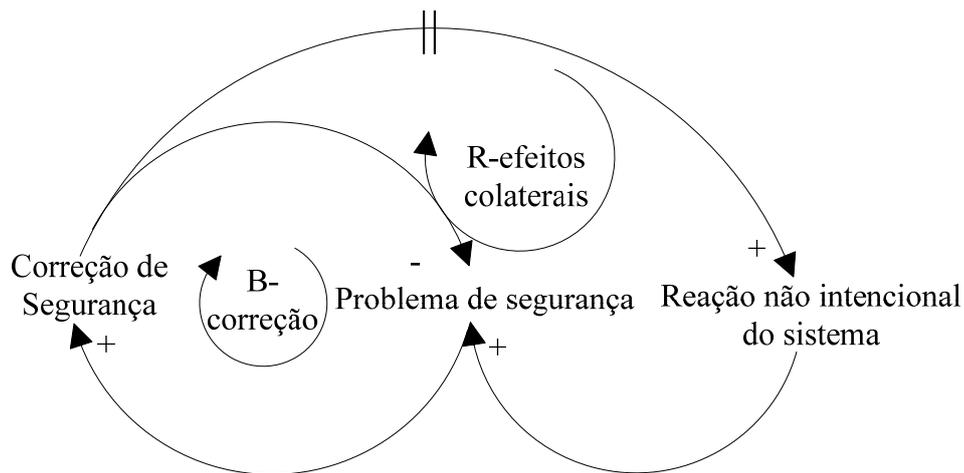


Fig. 7- *Arquétipo 3* - Efeitos não intencionais colaterais de soluções de segurança.

Arquétipo 3 : Apresentam-se neste arquétipo as conseqüências não intencionais de respostas a problemas de segurança mal solucionados, ou seja, não levando em conta soluções fundamentais, podem agravar o problema.

Esta estrutura consiste em um ciclo de equilíbrio e um ciclo de reforço. Os laços interagem de modo que o resultado desejado inicialmente produzido pela correção de segurança no ciclo de equilíbrio é, depois de alguns atrasos, compensado pelos efeitos colaterais indesejados no ciclo de reforço. Inicialmente, a correção de segurança melhora o problema, depois de um atraso, a reação do sistema torna-se visível e não intencional. Aspectos indesejáveis de reação do sistema podem agravar o problema e, conseqüentemente, a correção de segurança é aplicada de forma mais forte. A correção de segurança ironicamente contribui para o agravamento do problema.

Soluções comuns para problemas de segurança muitas vezes não ajudam, pois podem ter efeitos colaterais indesejados, ou agravar problemas.

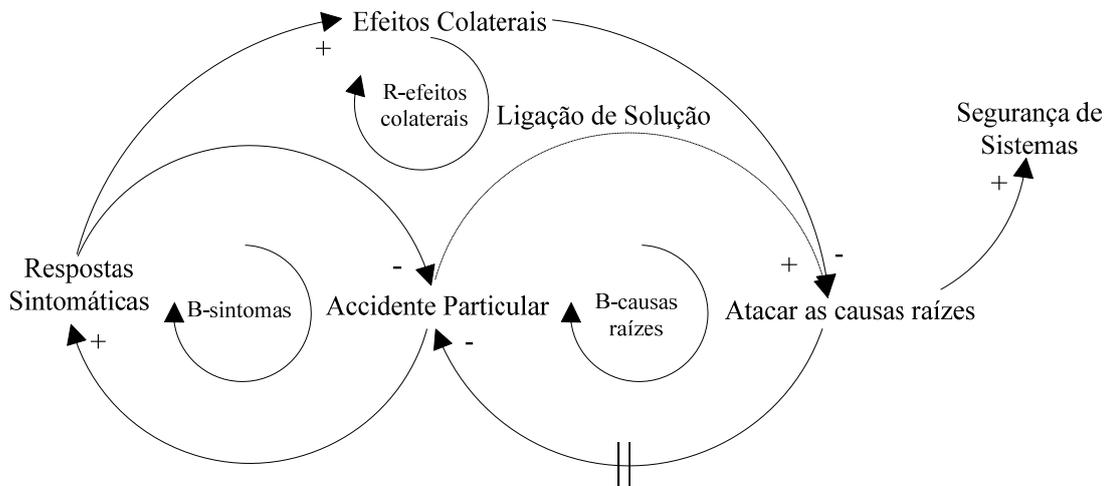


Fig. 8- *Arquétipo 4 - Fixação em sintomas e não nas verdadeiras causas.*

Arquétipo 4 : Neste arquétipo, soluções sintomáticas são implantadas em resposta a problemas, para redução temporária dos sintomas. Se a solução fundamental é conhecida, efeitos colaterais das soluções sintomáticas podem diminuir o desejo de implementar a solução fundamental, ou agir para diminuir a eficácia da solução fundamental. Alternativamente, se a solução fundamental não é conhecida, as soluções sintomáticas podem diminuir a capacidade de encontrar a solução fundamental, por exemplo, mascarar os sintomas do problema

A fixação em sintomas ilustra a tensão entre o apelo de curto prazo, soluções sintomáticas e o impacto de longo prazo de soluções fundamentais. Soluções sintomáticas são geralmente mais fáceis, mais rápidas e mais baratas de implementar do que soluções fundamentais de longo prazo.

Inicialmente, os resultados positivos para as soluções sintomáticas são vistos de imediato, pois os sintomas visíveis são eliminados. Uma vez que uma solução sintomática tenha sido aplicada com sucesso, a pressão para encontrar e implantar uma solução fundamental tende a diminuir. Ao longo do tempo, as soluções podem tornar-se menos eficazes, ou diferentes sintomas do problema subjacente podem surgir e em resposta, novas soluções sintomáticas são concebidas. O problema subjacente permanece. Se o problema fundamental não é tratado, pode-se esperar que continuem a surgir novas falhas. A longo prazo, as soluções fundamentais, por outro lado, podem ser mais difíceis de serem concebidas, mais difíceis de implementar, levam mais tempo

para mostrar resultados, e muitas vezes são inicialmente custosas. Ao mesmo tempo, por pressões externas, muitas vezes se procura uma "solução rápida" para o problema.

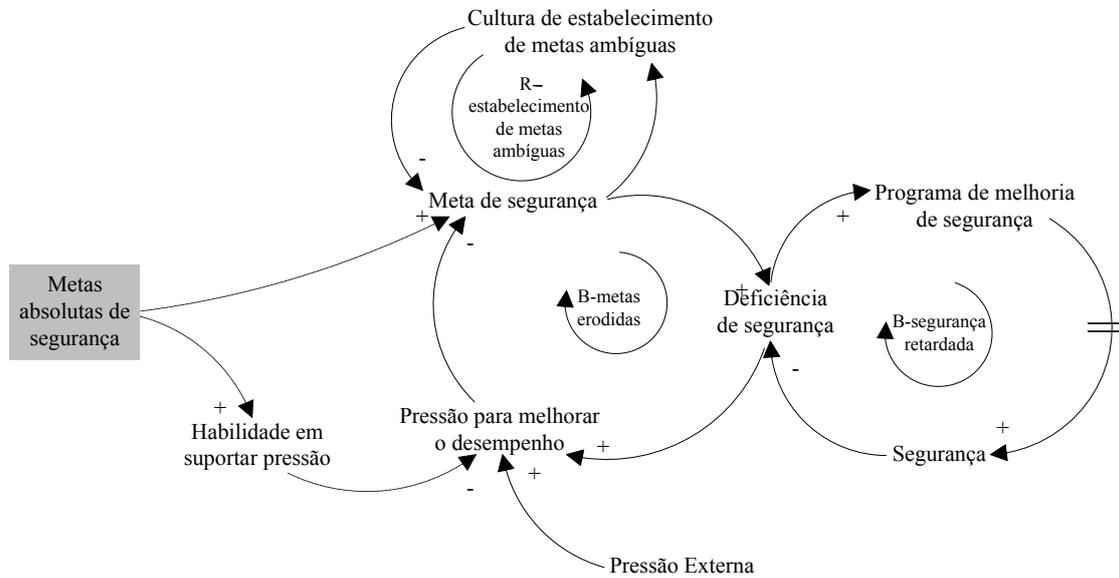


Fig. 9- *Arquétipo 5 - Corrosão da Segurança.*

Arquétipo 5 : Este arquétipo mostra como os objetivos de segurança podem ser corroídos ou tornarem-se subvertidos ao longo do tempo. Podemos observar que o movimento de corrosão de sistemas de segurança no caso de um acidente que o mesmo foi precedido por uma ênfase de declínio em segurança, ou seja diminuição da segurança. Esse declínio explica a migração para os comportamentos de risco. 'Corroendo segurança' é muitas vezes difícil de se observar quando está ocorrendo porque a mudança tende a acontecer gradualmente. Em escalas de tempo curto, as mudanças podem ser imperceptíveis. Somente depois da ocorrência de um acidente é que a dimensão da mudança é notada em sua totalidade. A complacência pode crescer em uma organização com um histórico de operação segura. Isto explica porque programas de segurança bem planejados nem sempre atingem seus objetivos.

Complacência: Um histórico operacional com operações seguras, muitas vezes resulta em crescente complacência. Considere um sistema que, inicialmente, opera com uma elevada taxa de acidentes. A fim de diminuir a taxa de acidentes, o sistema é acompanhado de perto, possivelmente, tanto no nível interno (regras e procedimentos da empresa) quanto externamente por regulamentação governamental. Focar em fiscalização eventualmente irá diminuir a taxa de acidentes, e pode levá-lo a um ponto onde as pessoas não acreditam mais que os acidentes possam ocorrer. Na ausência aparente de uma ameaça para a segurança, a fiscalização pode parecer draconiana e

desnecessariamente cara. Juntamente com as pressões do orçamento, este sentimento contra a regulação cria uma pressão para diminuir a fiscalização. Ocorre então uma pressão para menos formalização e menos rigor de exigências de certificação, e portanto para diminuição de inspeção e fiscalização. A diminuição dessas atividades eventualmente leva a um aumento do risco de acidentes, e assim o aumento da taxa de acidentes.

Tabela 3: Resumo da incidência dos arquétipos nos incidentes analisados.

Arquétipo	Arquétipo 1 - Tópicos de segurança estagnado em face de avanços tecnológicos.	Arquétipo 2 - Diminuição da consciência de segurança	Efeitos não intencionais colaterais de soluções de segurança.	Arquétipo 4 - Fixação em sintomas e não nas verdadeiras causas	Arquétipo 5 - Corrosão da segurança
Total	5	9	10	7	31
%	8,06	14,52	16,13	11,29	50,00

É interessante verificar a alta incidência de arquétipos que não se esperaria ocorrer em uma organização que prioriza a segurança (Tabela 3). Alguns aspectos vale a pena comentar: observa-se a incidência de eventos com os mesmos fatores causais, o que demonstra a implementação de soluções sintomáticas em resposta a problemas com redução temporária dos sintomas em detrimento da solução fundamental.

Outro aspecto relevante é a diminuição da consciência de segurança, que vem associada a uma alta incidência da influência da falta ou falha de treinamento como fator causal (ver Tabela 3).

Podemos verificar que a distribuição por todos os fatores organizacionais aponta que há necessidade de investimentos em segurança e que essa corrosão com certeza se reflete na falha humana.

A identificação destes arquétipos no contexto, além de contribuir para a quantificação da PFH da instalação também viabiliza um diagnóstico importante para a orientação de ações que resultam num melhor desempenho da função segurança, considerando que a segurança é uma propriedade emergente do sistema.

5.2-Estabelecimento do modelo proposto

5.2.1- Introdução ao modelo.

Como se pôde ver nos capítulos anteriores deste trabalho, nos últimos 10-15 anos de desenvolvimento de métodos de análise de risco, muitos estudos e pesquisas contínuas foram realizadas na área de confiabilidade humana. Esses estudos de avaliação de engenharia e segurança real da planta têm sido realizados através da aplicação de uma série de métodos, desenvolvidos no início de 1980, para apoiar a quantificação do erro humano e sua aplicação em estudos de análises probabilísticas de segurança (APS) ou análises quantitativas de risco (AQR).

Como exemplo destes estudos, vamos voltar à técnica bem conhecida da THERP. Ela descreve extensivamente procedimentos a serem seguidos a fim de identificar todos os fatores que afetam o desempenho humano. Em particular, a metodologia exige que o analista esteja familiarizado com a planta, visitando salas de controle, a planta real, e toda a área circundante. Então, é necessário que uma análise qualitativa seja realizada, pela qual o controle de plantas e procedimentos sejam estudados, e que uma ampla discussão com os operadores da planta seja realizada, de modo a identificar condições reais de trabalho, práticas e atitudes habituais dos operadores na gestão da fábrica e aplicação de procedimentos operacionais normais e de emergência.

Este procedimento bem desenvolvido para a aplicação da THERP foi acoplado com um banco de dados básicos de probabilidades de erro humano. Ele contém uma grande quantidade de probabilidades associadas a ações básicas humanas, e uma série de análise e correlações que permitem a modificação de valores básicos de probabilidades de erro humano de acordo com fatores moldadores de desempenho. Estas características e a existência de um banco de dados básicos de probabilidade de erro humano favoreceu o sucesso e a aplicação generalizada da THERP.

Entretanto, o papel atribuído aos operadores na gestão de instalações modernas e a necessidade de considerar fatores cognitivos e organizacionais são as principais razões pelas quais novas abordagens foram estudadas e estão hoje em dia em desenvolvimento.

Como metodologia de análise do contexto de trabalho e avaliação dos dados, pode-se afirmar que na THERP a familiarização com a planta de processo foi focada em atividades comportamentais e não demanda um modelo de comportamento humano, tendo sido o operador considerado como uma máquina. Além disso, a análise poderia ser facilmente realizada por um analista de segurança com experiência em engenharia.

Em abordagens modernas esta etapa cognitiva requer um modelo de referência da cognição, fatores organizacionais, organização do grupo, e precisa ser realizado por uma equipe de especialistas que incluam operadores experientes, engenheiros de controle de projeto e o trabalho com psicólogos cognitivos.

Essas diferenças são muito relevantes e demandam o desenvolvimento de novas formas de abordagem do problema. No entanto, como os objetivos gerais e estruturas de abordagens modernas permanecem inalterados em relação a abordagens do tipo THERP, pode-se argumentar que estas técnicas representam formas evolutivas de técnicas de análise de erro humano, em vez de novas abordagens.

Baseado nesta argumentação, este trabalho propõe um modelo de referência de cognição para corrigir os valores originais de estimação da PFH de técnicas de ACH existentes.

Na THERP os valores de PFH nominal são as médias de resultados de várias observações efetuadas. Estes dados de falha são representados matematicamente por uma função densidade de probabilidade (fdp) lognormal. O valor da PFH é a mediana da função num intervalo de confiança de 5% a 95% sendo esperado um fator de erro para este valor. Condições muito ruins da instalação ou do contexto podem levar a PFH a valores próximos ao limite superior do intervalo de confiança, assim como boas condições podem levar a valores próximos ao limite inferior do intervalo de confiança dos dados da fdp.

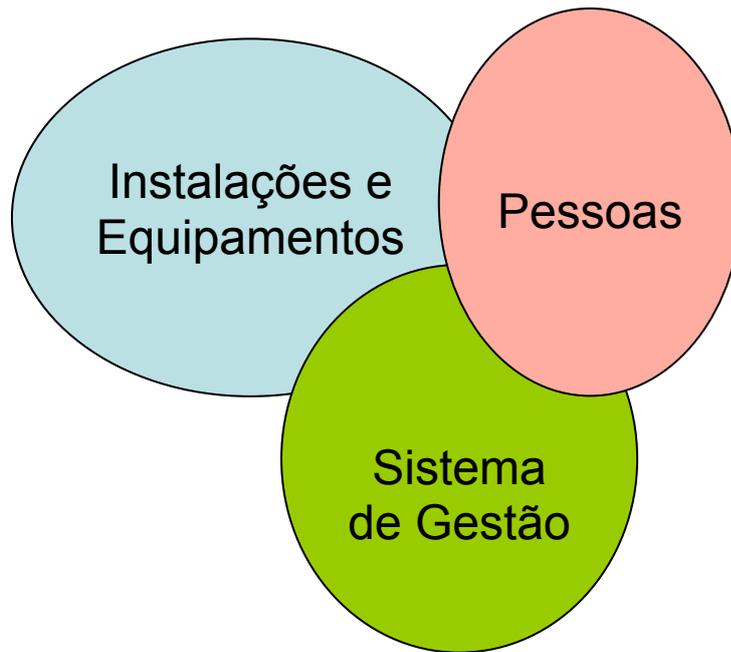
O ajuste do valor nominal da PFH pode ser efetuado através de um fator que multiplicado ao mesmo resulte em um novo valor de PFH corrigido.

Para se obter este fator é necessário estabelecer uma métrica válida que identifique do modo mais preciso possível, isto é, de modo que seja representado o mais próximo possível da realidade do chão de fábrica, esses fatores. Além de fatores já conhecidos citados na literatura disponível e conhecidas no meio tecnológico podemos inferir que existem fatores que surgem com novas tecnologias e metodologias de gestão. A adaptação dos trabalhadores a estas novidades muitas vezes não permite uma

avaliação antecipada de possíveis impactos sobre a segurança e, por conseguinte, sobre as probabilidades de falhas associadas as suas atividades.

O primeiro passo então foi definir que elementos influenciam a probabilidade de falha humana (PFH). Neste trabalho os elementos foram definidos a partir do modelo da OGP (Oil & Gás Producers – International Association-2005). Este modelo permite uma boa conexão entre os fatores humanos e o ciclo de vida produtivo da instalação. É abrangente por englobar boas práticas de projeto, de gestão e de desenvolvimento da mão de obra.

Para simplificar o tratamento matemático, assim como o estabelecimento de laços causais entre os fatores, este modelo foi adaptado, agrupando-se fatores ou elementos como proposto na Figura 10.



Instalações e Equipamentos:

- Projeto de Equipamentos de Processo /
Sistemas de Controle de Processo /
Projeto de sala de Controle Central /
Planejamento e Execução de Projetos
- Operações remotas
- Interface Homem Máquina / Computador
/ Áreas de escape / Identificações

Pessoas

- Treinamento
- Comunicação / - Projeto e Uso de
Documentos
- Fatores Ambientais
- Cargas de Trabalho e Níveis de Pessoal /
Turnos de Trabalho / Atividades manuais
com materiais

Sistema de Gestão:

- Cultura de Segurança / Segurança Baseada
em Comportamento
- Procedimentos
- Manutenção / Sistemas Instrumentados de
Segurança
- Controle de Modificações / Preparação e
Respostas para Emergências / Análise
Qualitativa de Risco / Análise Quantitativa
de Risco / Práticas Seguras e Sistemas de
Permissão de Serviço (PS) / Competências
Gerenciais
- Investigação de Incidentes

Figura 10 – Modelo para fatores humanos numa instalação de processo produtivo. OGP model 2005. (OGP- International Association of Oil & Gas Producers) adaptado do CCPS (2007).

5.3 – Apresentação do modelo.

Uma vez definidos e agrupados os elementos apresentados na Fig 3, podemos propor um modelo para quantificar a influencia dos mesmos, criando então um fator final que permite modificar a PFH básica das metodologias existente (THERP, CREAM, etc). Para isto escolheu-se um modelo de critério de pontuações inicialmente proposto por PAPAZOGLU (2003) , novamente adaptado e apresentado por Kariuki (2007) e por SOUSA e RIBEIRO (2007) (Figura 11).

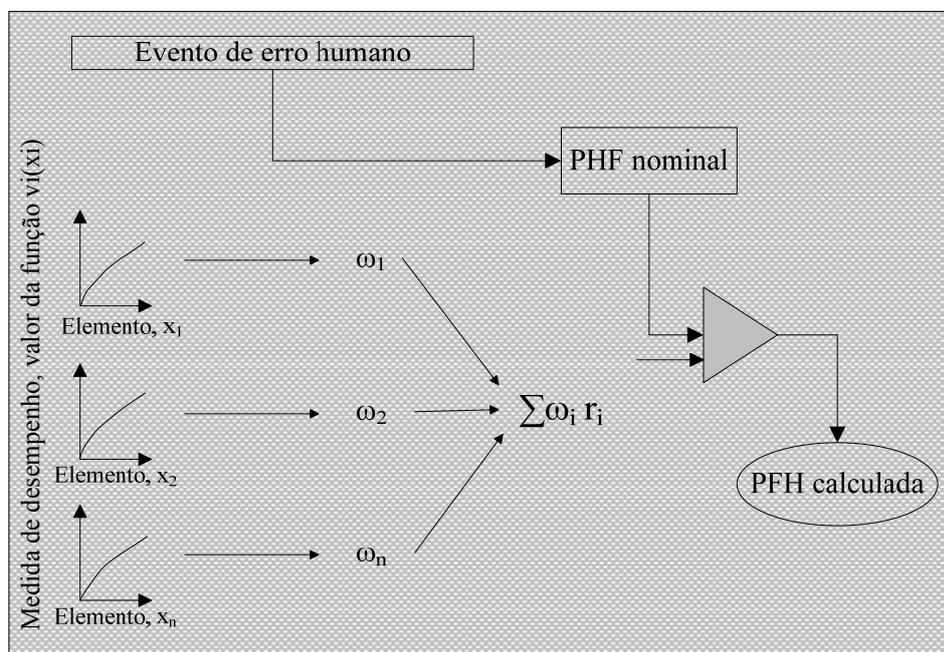


Fig 11: Representação da modificação da PFH pelo uso de pesos dos elementos influenciadores (adaptado de Kariuki , 2007)

Como apresentado na Figura 4, um fator final, que aqui vamos denominar fator β , será obtido a partir da atribuição de peso de influência (w_i) a cada elemento na formação deste fator e de uma avaliação de campo do desempenho de cada elemento na instalação (r_i).

Este fator final, β , será então definido como:

$$\beta = \sum_{i=1}^n w_i r_i \quad \text{Eq: 3}$$

Onde

w_i	Normalização de pesos atribuídos para cada fator ou elemento composto pelas Notas 1, 2 e 3
Nota 1.	Peso atribuído para cada fator ou elemento por mapa cognitivo efetuado pelo autor que mostra a influência entre os fatores.
Nota 2.	Peso da influência de cada fator ou elemento atribuído por especialistas.
Nota 3	Pesos de incidência dos fatores ou elementos como causa raiz ou contributiva em análise retrospectiva de histórico de acidentes na planta
r_i	Grau de implementação do fator ou elemento avaliado por auditoria na planta de processo.

Para a composição de valor para o fator w_i , composto por Nota 1, Nota 2 e Nota3, conforme equação 1, propõe-se um critério de avaliação para a obtenção das mesmas como segue:

A Nota 1 é obtida por ponderação retirada de mapa cognitivo elaborado conforme definido em 5.1 .

No caso deste trabalho, o mapa cognitivo foi criado a partir do modelo OGP adaptado da Figura 10 elaborando-se uma planilha como mostrado na Figura 12. Usando uma proposta parecida com a apresentada por Fernandes (2003). Esta proposta leva a afirmar que uma influência maior do que 60% de um elemento no outro pode ser considerada forte. Foi avaliada a influência dos fatores entre si, de modo que a letra F na matriz significa que foi então considerado de forte influência. O número de Fortes influências F de cada fator ou elemento serve para ponderar o fator em termos do mapa cognitivo gerado a partir da própria planilha, como na Figura 13.

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	X	F	F			F				F		
2	F	X	F		F							
3	F		X		F				F		F	
4			F	X	F			F			F	
5	F				X			F	F		F	
6						X	F					
7				F	F		X				F	
8				F				X			F	F
9					F			F	X		F	F
10		F	F				F			X		
11				F	F			F	F		X	
12				F	F			F	F		F	X

1. Projeto de Equipamentos de Processo / Sistemas de Controle de Processo/ Projeto de sala de Controle Central / Planejamento e Execução de Projetos
2. Operações remotas
3. Interface Homem Máquina/ Computador / Áreas de escape / Identificações
4. Treinamento
5. Comunicação / Projeto e Uso de Documentos
6. Fatores Ambientais
7. Cargas de Trabalho e Níveis de Pessoal / Turnos de Trabalho / Atividades manuais com materiais
8. Cultura de Segurança / Segurança Baseada em Comportamento
9. Procedimentos
10. Manutenção / Sistemas Integrados se Segurança.
11. Controle de Modificações/Preparação e Respostas para Emergências / Análise Qualitativa de Risco / Análise Quantitativa de Risco / Práticas Seguras e Sistema de Permissão de Serviço (PS) / Competências gerenciais.
12. Investigação de Incidentes

Fig. 12 - Planilha de influência entre fatores

MAPA COGNITIVO

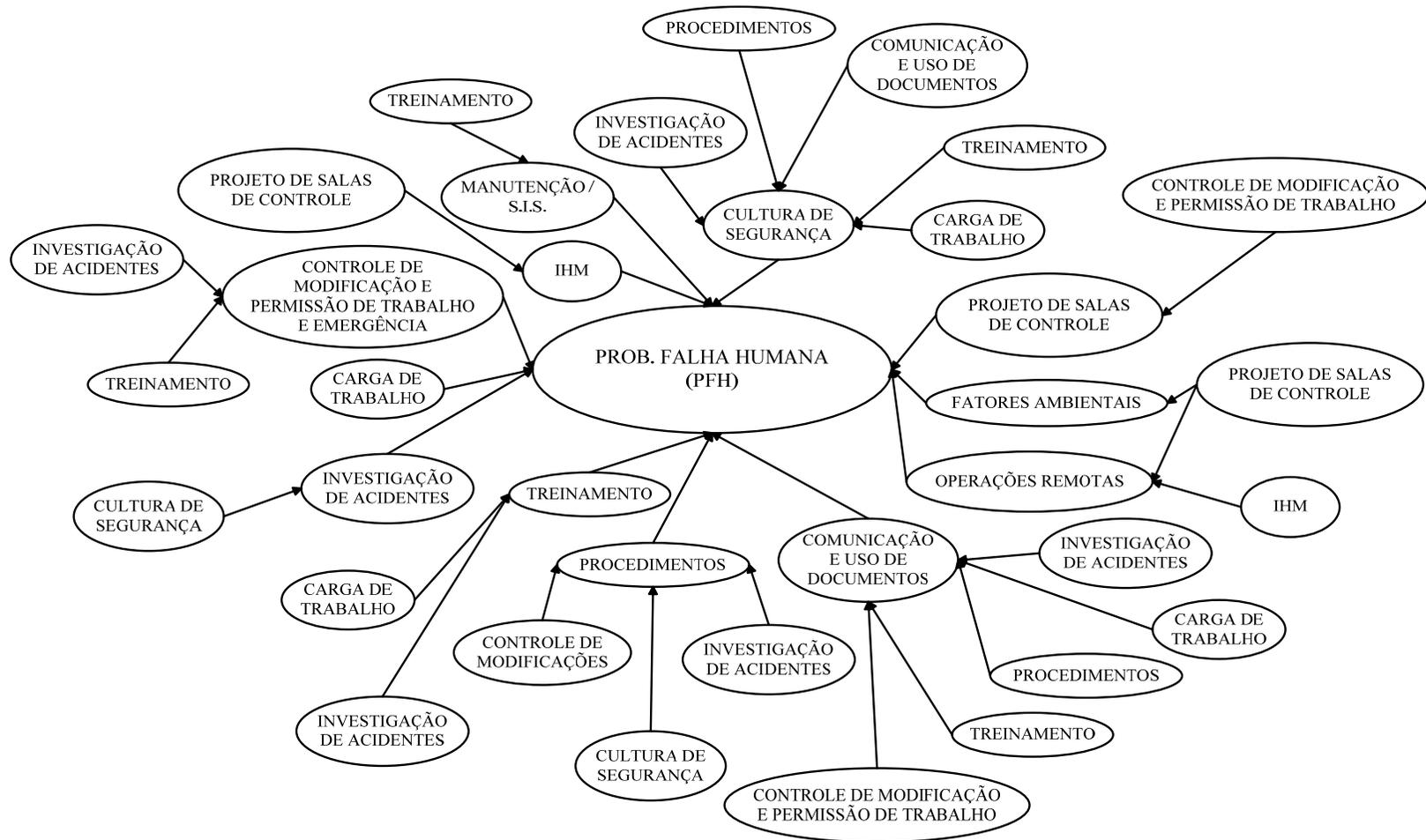


Fig. 13: Mapa cognitivo agregado, gerado a partir da planilha da Figura 12.

Por meio de uma planilha correlata usando o Excel[®] obteve-se a ponderação que será usada para a Nota 1 para cada fator, como mostrado na Tabela 4. Na terceira coluna da tabela 3 podemos ver o valor normalizado da Nota 1.

Tabela 4 : Valores de ponderação do mapa cognitivo (Nota 1)

Fator	Influência	Nota 1
1	4	0,095
2	3	0,071
3	4	0,095
4	4	0,095
5	4	0,095
6	1	0,024
7	3	0,071
8	3	0,071
9	4	0,095
10	3	0,071
11	4	0,095
12	5	0,119
Total	42	1,000

A **Nota 2** consiste em estabelecer através de opinião de especialistas os pesos de influência de contribuição de cada elemento na PFH. Esta ponderação a exemplo de várias outras metodologias anteriormente propostas [(PAPAZOGLU (2003), SOUSA & RIBEIRO (2007)] visa a dar uma contribuição de outras áreas e outras visões sobre os fatores ou elementos selecionados pelo modelo OGP adaptado anteriormente citado.

A planilha apresentada na Figura 14 foi utilizada para a pesquisa de opinião entre especialistas. Cada especialista pontuou numa escala de 1 a 5 o grau de importância que o mesmo atribui ao fator ou elemento em relação à PFH. Nesta escala o *ranking* foi definido como sendo 1 o grau de menor contribuição e 5 o de maior contribuição. Este modelo para a nota 2, produz resultados quantificados baseado em análise hierárquica de processo (AHP) (SAATY, 2008).

		Avaliação					
		1	2	3	4	5	
1. Projeto de Equipamentos de Processo/ Sistemas de controle de processo/ Projeto de Salas de Controle Central /Planejamento e Execução de Projetos							
2. Operações remotas							
3. Interface Homem-Máquina / Computadores / Áreas de Escape / Identificações							
4. Treinamento							
5. Comunicação / Projeto e uso de Documentos							
6. Fatores Ambientais							
7. Cargas de Trabalho/ Níveis de Pessoal/Turnos de Trabalho / Atividades Manuais com Materiais							
8. Cultura de Segurança / Segurança Baseado em Comportamento							
9. Procedimentos							
10. Manutenção/ Sistema Instrumentado de Segurança							
11. Controle de Modificações / Preparação e Respostas para Emergências / Análise Quantitativa de Riscos /Análise Qualitativa de Riscos/ Praticas Seguras e Sistema de Permissão de Serviço (PS) /Competências Gerenciais							
12. Investigação de Incidentes							

Fig.: 14 - Planilha para elicitación de opinião de especialistas

O grupo de especialistas objetos da pesquisa foi constituído de Engenheiros Seniores atuantes em indústrias químicas, petroquímicas e de petróleo e de órgãos reguladores do Brasil. Um total de 20 especialistas responderam à pesquisa efetuada gerando os resultados para pesos dos fatores, apresentados na Tabela 5.

Tabela 5 : Pesos dos elementos influenciadores na PFH por opinião de especialistas.

Fator	média	Nota 2
1	3,9	0,081
2	3,3	0,068
3	4,0	0,083
4	4,7	0,097
5	4,1	0,085
6	3,5	0,072
7	4,5	0,093
8	4,2	0,087
9	4,3	0,089
10	4,0	0,083
11	3,9	0,081
12	3,9	0,081
Total	48,3	

A **Nota 3** é formada a partir de uma análise retrospectiva de ocorrências, como definido em 5.1.3, que mostra a quantidade de vezes que o elemento contribuiu como causa raiz ou causa contribuinte de ocorrências anormais (incidentes, acidentes e quase acidentes) de processo na instalação.

Efetuada-se então uma análise retrospectiva dos incidentes verificou-se a incidência dos fatores anteriormente citados na Tabela 5. Obtendo-se o resultado apresentado na Tabela 5 e Figura 15, este resultado é o número de vezes que cada fator esteve presente como causa raiz ou contribuinte do incidente. A partir daí, se estabelece uma ponderação para cada fator. Estes valores de ponderação servem para estabelecer a Nota 3.

A influência dos elementos citados pode ainda ser visualizada na Figura 10. Uma observação importante quanto à obtenção da ponderação para a Nota 3, é o fato de que ela pode ser usada para direcionar recursos e entendimentos de prioridades para melhoria da função de segurança, independentemente da quantificação de PFH, propósito principal deste trabalho. Para se chegar à ponderação obtida para a Nota 3 é fundamental que seja estruturada uma metodologia de análise de ocorrências anormais contemplando explicitamente a verificação dos elementos influenciadores na PFH, (Figura 10).

Fator	1.Equipamentos / Processo / Salas de Controle/Elaboração de Projetos	2. Operações remotas	3. Interface Homem-Máquina / Computadores / Áreas de Escape / Identificações	4. Treinamento	5. Comunicação / Projeto e uso de Documentos	6. Fatores Ambientais	7. Cargas de Trabalho/ Níveis de Pessoal / Atividades Manuais	8. Cultura de Segurança / Segurança Baseada em Comportamento	9. Procedimentos	10. Manutenção/ Sistema Instrumentado de Segurança	11. Controle de 11.Modificações / Preparação para Emergências / AQR / Práticas Seguras e Permissão de Serviço /Competências Gerenciais	12. Investigação de Incidentes
Total	37	4	3	27	13	12	7	5	29	29	22	4
%	19.27	2.08	1.56	14.06	6.77	6.25	3.65	2.60	15.10	15.10	11.46	2.08

Tabela 6: Incidência de contribuição dos elementos nas ocorrências anormais analisadas.

- 1. Equipamentos / Processo / Salas de Controle/Elaboração de Projetos
- 2. Operações remotas
- 3. Interface Homem Máquina / Computadores / Áreas de Escape / Identificações
- 4. Treinamento
- 5. Comunicação / Projeto e uso de Documentos
- 6. Fatores Ambientais
- 7. Cargas de Trabalho/ Níveis de Pessoal / Atividades Manuais
- 8. Cultura de Segurança / Segurança Baseado em Comportamento
- 9. Procedimentos
- 10. Manutenção/ Sistema Instrumentado de Segurança
- 11. Controle de Modificações / Preparação para Emergências / AQR / Práticas Seguras e Permissão de Serviço / Competências Gerenciais

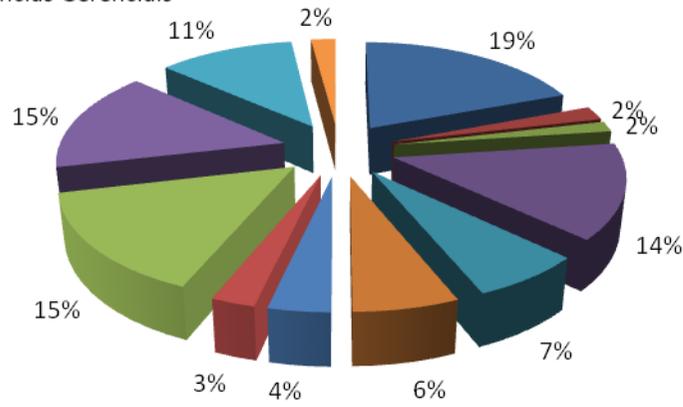


Fig.:15- Representação gráfica da tabela 6

A Nota 3 é então apresentada na Tabela 7 como resultado de uma análise retrospectiva de uma planta de processo pela experiência do autor, ao longo dos últimos 14 anos de trabalho do mesmo, em atividades de investigação de ocorrências anormais em indústrias de processo químicos.

Tabela 7 – Ponderação da influência dos elementos (Nota 3)

Fator	Influência	Nota 4
1	37	0,193
2	4	0,021
3	3	0,016
4	27	0,141
5	13	0,068
6	12	0,063
7	7	0,036
8	5	0,026
9	29	0,151
10	29	0,151
11	22	0,115
12	4	0,021

O fator r_i é o resultado de auditoria de implantação de cada fator na instalação avaliada. Um questionário de avaliação com detalhamento de cada um dos grupamentos de fatores é apresentado no Anexo 1 deste trabalho. Os itens são avaliados e o grau de implementação de cada fator é determinado.

Antes de se estabelecer a proposta de auditoria descrevem-se a seguir algumas considerações que devem ser levadas em conta nesta fase, posto que esta é, na visão do autor, a mais importante informação para a determinação do fator final de ajuste da PFH nominal.

Podemos afirmar que antes de se iniciar uma viagem para um novo destino, uma boa ideia é ter um mapa deste novo território. Um esforço para melhoria de um processo e essencialmente uma viagem a um novo território. Uma métrica de auditoria pode fornecer o mapa de que se precisa (Carder & Ragan 2005) .

Uma metodologia interessante é o ciclo PDSA (planejar- fazer- estudar - agir) proposto por Deming (1993),(Figura 16)



Fig. 16 - Ciclo PDCA. (Deming) .

Esta metodologia começa pelo ‘planejar’, que envolve a coleta e análise de dados sobre o sistema em análise. Uma importante fonte de dados são as informações feitas por pessoas que trabalham com o sistema. Existem várias maneiras de se medir um sistema de modo a se obter suficiente informação para se desenvolver um plano efetivo. Baseado então nas informações que se obtêm identificam-se os obstáculos para melhorar o desempenho e elabora-se um plano de ação para isso.

Quanta informação se precisa coletar é uma difícil pergunta a responder. Felizmente, à medida que se coletam e analisam as informações começam-se a formular hipóteses sobre as ações a serem implementadas. Neste momento, precisa-se definir um plano e é muito importante não agir antes que este plano aponte uma direção a ser seguida. Na fase do fazer (‘do’) o plano é implantado em pequena escala se possível. A fase seguinte é o estudar, isto é, quando os resultados da fase ‘fazer’ são avaliados, muitos dados devem estar disponíveis. Muito da métrica usada se define na fase ‘planejar’ onde se estabelecem os objetivos da mesma. Deste modo, então a métrica deve, na fase ‘planejar’, fornecer dados suficientes para um tratamento estatístico e científico.

Quando terminar a fase ‘estudar’ pode-se ir para a fase ‘agir’. Nesta fase as ações identificadas são implantadas em uma ampla escala e o ciclo se repete para gerar uma melhoria contínua. Quando se aplica esta metodologia à segurança deve-se verificar não somente a quantidade de informação, mas a qualidade da mesma, ou seja, se ele é representativa da realidade.

Ainda relacionado à segurança pode-se dizer que quase todo mundo foca em incidentes. Eles são analisados de várias formas diferentes e são medidos quanto à frequência, severidade e custos e em alguns casos tenta-se com sucesso entender suas causas. A maioria das empresas de alto risco tecnológico usa auditorias que observam e registram o comportamento dos trabalhadores, o sistema de gestão e a cultura organizacional usando questionários e/ ou entrevistas. Todas essas abordagens têm em comum o mesmo objetivo, que é o de prevenir futuros acidentes.

Usar então o método PDSA para melhoria da segurança requer uma boa métrica, pois se a mesma não for boa não será possível ter as fases ‘planejar’ e a fase ‘estudar’. A questão então é ‘O que é uma boa métrica?’. Isto não é uma questão de opinião, mas sim uma questão de existir uma ciência que deva ser aplicada à métrica.

A qualidade da métrica está na sua confiabilidade e na sua validade. Para DEMING (1993), não existe valor exato para nada, existe um método de medição e o resultado. Muitas vezes, a confiabilidade é julgada pela variação de resultados de diferentes avaliadores. A validade se refere ao fato de se estar realmente medindo o que se quer medir.

Esta etapa então consiste na determinação do grau de implantação de cada um dos 12 tópicos, resultante do processo de auditoria.

Para cada tópico, a metodologia proposta neste trabalho utiliza itens de verificação que vão determinar o grau de aderência da empresa auditada. Os itens de verificação devem ser estabelecidos tendo como referência a descrição e os objetivos de cada elemento. Dessa forma, cada item de verificação deve ser pontuado de 1 a 5, onde 1 indica o não atendimento ao item e 5 seria o atendimento total do mesmo. Nas Tabelas 8 e 9 exemplificamos, como descrito, com dois exemplos parciais de avaliação do elemento 1 (Figura 10) sendo um exemplo de excelência (Tabela 8) e outro de baixo desempenho (Tabela 9), ambos retirados do Anexo 1.

Tabela 8 – Grau de implantação do elemento 1 (Figura 10) com implementação excelente

Item	Pergunta	Avaliação						Comentários
			1	2	3	4	5	
1.Equipamentos / Processo / Salas de Controle/Elaboração de Projetos								
1.1 S	O equipamento é apropriado para a tarefa?					X		
1.2 S	O projeto do equipamento evita ser desnecessariamente complexo ?	-	-	-	-	-	-	Não aplicavel
1.3 S	O equipamento é facilmente encontrado e reconhecido?						X	
1.4 S	O equipamento é de fácil acesso?						X	
1.5 S	O equipamento é facilmente percebido por visão ou audição?					X		
1.6 S	O equipamento está sempre disponível?						X	
1.7 S	A organização, arranjo e operação do equipamento são lógicos e consistentes?					X		
1.8 D	O equipamento é ajustável ao usuário?	-	-	-	-	-	-	Não aplicável
1.9 S	O equipamento está em conformidade com as expectativas do usuário?						X	
1.10 S	A interface homem-processo já foi submetida a uma análise de fatores humanos?				X			Somente em teoria
1.11 S	Existe um mecanismo formal para corrigir deficiências relativas a fatores humanos identificadas por operadores?						X	
1.12 S	Os projetistas levaram em consideração problemas relativos						X	

	a fatores humanos para aperfeiçoar futuros projetos?							
1.13 D	As condições normais e emergenciais de operação respeitam os limites físicos do operador (nenhuma requer força excessiva por parte do operador)?					X		Equipamento fica no nível mais alto da fábrica
1.14 D	A mobilidade do operador foi levada em consideração para determinar os equipamentos de proteção necessários para determinada tarefa, incluindo respostas de emergência?					X		Equipamento fica no nível mais alto da fábrica
	TOTAL DE PONTOS = 53 (81%) ($R_i = 1$)							

Tabela 9 – Grau de implantação do elemento 1 (Figura 7) com baixo desempenho.

Item	Pergunta	Avaliação					Comentários	
			1	2	3	4		5
1.Equipamentos / Processo / Salas de Controle/Elaboração de Projetos								
1.1 S	O equipamento é apropriado para a tarefa?		X					Adaptado
1.2 S	O projeto do equipamento evita ser desnecessariamente complexo ?	-	-	-	-	-	-	Não aplicavel
1.3 S	O equipamento é facilmente encontrado e reconhecido?		X					Identificação no campo apagada
1.4 S	O equipamento é de fácil acesso?		X					
1.5 S	O equipamento é facilmente percebido por visão ou audição?		X					
1.6 S	O equipamento está sempre disponível?				X			
1.7 S	A organização, arranjo e operação do equipamento são lógicos e consistentes?		X					

1.8 D	O equipamento é ajustável ao usuário?	-	-	-	-	-	-	Não aplicavel
1.9 S	O equipamento está em conformidade com as expectativas do usuário?		X					
1.10 S	A interface homem-processo já foi submetida a uma análise de fatores humanos?		X					Somente em teoria
1.11 S	Existe um mecanismo formal para corrigir deficiências relativas a fatores humanos identificadas por operadores?		X					
1.12 S	Os projetistas levaram em consideração problemas relativos a fatores humanos para aperfeiçoar futuros projetos?		X					
1.13 D	As condições normais e emergenciais de operação respeitam os limites físicos do operador (nenhuma requer força excessiva por parte do operador)?			X				Equipamento fica no nível mais alto da fábrica
1.14 D	A mobilidade do operador foi levada em consideração para determinar os equipamentos de proteção necessários para determinada tarefa, incluindo respostas de emergência?		X					Equipamento fica no nível mais alto da fábrica
	TOTAL DE PONTOS = 27 (45%) ($R_i = 0,5$)							

Esta avaliação deve ser desenvolvida para todos os fatores para os quais se possa, através do critério estabelecido na Figura 17 e Tabela 10, definir a pontuação e respectiva classificação de cada fator.

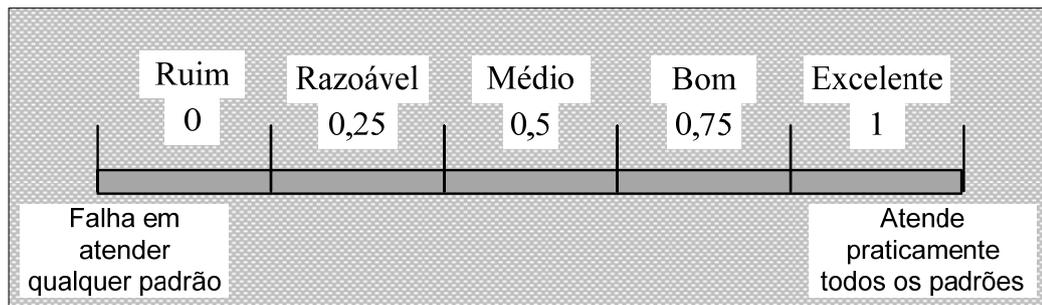


Fig 17: Critério de pontuação para r_i

Tabela 10 – Definição de pontuação para o grau de implantação dos elementos (r_i)

r_i	Classificação	Definição
0	Ruim	Grau de implantação do elemento: $0 < \text{Nota 4} \leq 20\%$.
0,25	Razoável	Grau de implantação do elemento: $20 \% < \text{Nota 4} \leq 40\%$
0,5	Médio	Grau de implantação do elemento: $40 \% < \text{Nota 4} \leq 60\%$.
0,75	Bom	Grau de implantação do elemento: $60 \% < \text{Nota 4} \leq 80\%$
1	Excelente	Grau de implantação do elemento. $80 \% < \text{Nota 4} \leq 100\%$

Como ferramenta para se medir o grau de implantação dos elementos é proposto um questionário como o apresentado no Anexo 1 . O questionário foi preenchido para a planta de Tokaimura da JCO baseado em informações disponíveis em Furuta *et alii* (2000). e apresentados resumidamente na Tabela 11 os valores de r_i .

O questionário de avaliação é similar ao do '*Human factors Check list*' apresentado pelo CCPS (2007). Modificações e agrupamento de elementos no questionário foram efetuados para tentar simplificar uma pontuação para ser usada na determinação do fator β .

Tabela 11.: Valores de $r_{i.}$ para a planta de Tokaimura.

Fator	$r_{i.}$
1	0,25
2	0,5
3	0,25
4	0,25
5	0,5
6	0,25
7	0,25
8	0,25
9	0,25
10	0,75
11	0,5
12	0,25

Nas Tabelas 15, 16, 17, 18 , 19, 20, 21 e 22, do estudo de caso que será apresentado, pode-se verificar os valores de β para cada evento de falha humana.

5.4- Incorporando o fator resultante do modelo (fator β)da instalação na estimação da PFH

O fator β é importante para ajustar a taxa nominal de PFH permitindo então uma base para refletir as condições específicas de uma planta. Para isso é necessário também reduzir a incerteza na determinação da PFH nominal. Exemplos de PFHs e seus graus de incertezas são apresentados na Tabela 11 (retirado da THERP).

Tanto quanto possível, o intervalo de confiança de uma PFH é descrito por um fator de erro (EF) na maioria das metodologias, como por exemplo a THERP(Swain eGuttman, 1983), HEART (Williams, 1986) e CREAM (Hollnagel, 1998). No caso da THERP, o fator de erro é definido como a raiz quadrada da relação entre valor de PFH do limite superior do intervalo de confiança e do limite inferior do intervalo de confiança da função densidade de probabilidade (FDP), que representa matematicamente os dados de estimação da PFH,

que neste caso é uma FDP assumida como um lognormal . A PFH nominal é considerada como a média da distribuição lognormal e ela representa a situação onde as condições da planta estão dentro da média da indústria.

Tabela 12 : Exemplos de diferentes PFH com faixa de intervalo de distribuição de incerteza (THERP)

Erro Humano	PFH Nominal	EF¹	Faixa de distribuição da PFH
PFH geral dada um nível de estresse muito alto e atividades ocorrendo rapidamente	0,3	3	0,1 - 0,9
Inspetor não consegue detectar a posição indesejável da válvula durante a inspeção	0,5	3	0,1 - 1
Instalação incorreta do anel	0,07	5	0,01 - 0,35
Falha em seguir as instruções	0,07	5	0,01 - 0,35
Ajuste indevido de conexão mecânica	0,02	10	0,002 - 0,2
Erro humano geral de omissão, por exemplo, falha em retornar a válvula de teste operada manualmente para a configuração adequada após manutenção	0,01	10	0,001 - 0,1
Leitura errada do medidor	0,005	10	0,0005 - 0,05
Instalação de tamanho errado da placa de orifício na linha, conexão da mangueira incorreta, aperto incorreto dos parafusos ou porca.	0,005	10	0,0005 - 0,05
Erro humano geral de comissão, por exemplo, seleção de um botão errado	0,003	10	0,0003 - 0,03
Omissão de ação incorporada em um procedimento	0,003	10	0,0003 - 0,03
Incapacidade de fechar a válvula corretamente	0,0015	10	0,00015 - 0,015
Falha na ação, falha em observar alarme sonoro	0,0003	10	0,00003 - 0,003

1- EF= Fator de Erro

A PFH da THERP como utilizado por Swain, e que queremos modificar, é correta para uma primeira aplicação. Vamos considerar, por exemplo, a PFH de 0,5 (EF = 3), o valor real do limite superior de significância é de 1,5, mas como sabemos o valor de probabilidade máxima é de 1. É possível reduzir esta lacuna através da introdução de uma razão de probabilidades (odds ratio), o que é considerado matematicamente mais correto.

Vamos supor uma PFH denotada por P, tal que a probabilidade de sucesso $Q = 1 - P$. Deste modo a razão de probabilidades (*odds ratio*) é $Y = Q / P$.

A incerteza do valor da PFH pode ser modelada utilizando uma variável $p = 1 / (1 + y) = 1 / (1 + e^x)$, considerando aqui 'y' variável lognormalmente distribuída, onde $y = (1 - p) / p$, sendo 'y' o valor da mediana, com um fator de erro (EF), ou seja, $p =$ estimativa do ponto de probabilidade de PFH que vamos denominar de PFH nominal do manual da THERP (Swain e Gutman, 1983), representado no eixo x das abscissas como 'x', que vamos também considerar como uma variável lognormalmente distribuída com média $\mu = \ln y$, e desvio padrão $\sigma = (\ln EF) / 1,645$.

Vamos usar o caso em que uma PFH seja $P = 0,5$, então a razão de chances (*odds ratio*) irá adquirir um valor $y = 1$. É informado que o fator de erro EF do manual da THERP (Swain & Gutman, 1983) é $EF = 5$. O limite inferior do intervalo de confiança (LB) e o limite superior do intervalo de significância (UB) para este exemplo podem então ser calculados da seguinte forma: $LB = 1 / (1 + y * EF) = 1 / (1 + 1 * 5) = 0,17$ $UB = 1 / (1 + y / EF) = 0,1 / (1 + 0,5 / 5) = 0,83$.

Este modelo é mais exato porque o ponto de estimação da PFH pelo manual da THERP (Swain & Gutman 1983) é o valor da mediana para uma distribuição lognormal. Neste tipo de distribuição, a média é geralmente maior do que a mediana e, portanto, seria inexato levar a PFH nominal como a média da distribuição lognormal, dado que se trata de um intervalo de incerteza e não de um intervalo de confiança.

Como o objetivo é reduzir a margem de incerteza para refletir as condições atuais da planta, após o cálculo do fator β apresenta-se então um modelo matemático para modificar a PFH adaptado de Kariuki (2007), através da seguinte fórmula (Eq 4).

$$PFH_{mod} = PFH_{UB} * 10^{\Theta * \beta}$$

onde

PFH_{mod} Probabilidade de Falha Humana modificada pelo modelo apresentado neste trabalho.

PFH_{UB} Valor do limite superior de significância da Probabilidade de Falha Humana da técnica THERP ou CREAM

PFH_{LB} Valor do limite inferior de significância da Probabilidade de Falha Humana da técnica THERP ou CREAM

$$\Theta \quad \Theta = \log PFH_{LB} - \log PFH_{UB}$$

$$\beta \quad \text{Como anteriormente definido } \beta = \sum_{i=1}^n w_i r_i$$

A equação oferece uma abordagem matemática que permite limitar a modificação da PFH nominal em uma ordem de magnitude, ou seja um fator de erro EF= 10. Para verificar isso, vamos usar como exemplo uma PFH nominal de 0,01, com $PFH_{UB}= 0,09$ e $PFH_{LB}= 0,001$ (valores retirados da tabela 9 da CREAM, para erro típico de omissão). Podemos assumir que para uma pontuação excelente para todos os elementos $\beta = 1$ e para uma pontuação ruim $\beta = 0$, a figura 18 mostra a variação da PFH com o fator β , para estas condições.

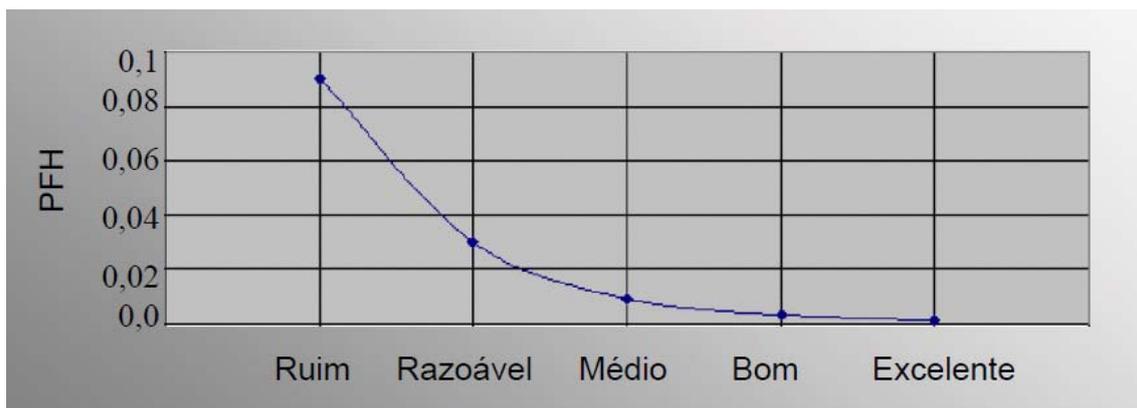


Figura 18: Variação da PFH em função do fator β .

CAPITULO 6 - Aplicação do modelo proposto com um estudo de caso

Para a aplicação do modelo apresentado pode ser usado o acidente ocorrido nas instalações da fábrica de elementos combustíveis da JCO em Tokaimura no Japão apresentado por Furuta *et alii* (2000).

Vamos descrever este evento neste trabalho para permitir entender melhor os cálculos de PFH aplicáveis ao mesmo. Entretanto, antes de efetuar a descrição do mesmo cabe apresentar aos que lêem este trabalho, e não são profundos conhecedores da fissão nuclear, uma abordagem de modo a entenderem o conceito de criticalidade aplicável à mesma. Uma interessante abordagem do tema efetuada por Marques (2009) é então apresentada.

Um material fissil é aquele que é capaz de sustentar uma reação em cadeia de fissão nuclear. Por exemplo, 85% das capturas de nêutrons lentos (com pequena energia de movimento) no U-235 conduzem à fissão: isso faz dele um núcleo fissil. A ocorrência de fissão é fortemente dependente da energia movimento dos nêutrons capturados. No U-238, não há fissão em nível significativo a menos que a energia do nêutron incidente esteja numa escala muito acima da que produz a fissão no U-235. Abaixo deste limiar , outros processos nucleares alternativos têm preferência em relação à fissão. Portanto, para nêutrons na faixa de energia dos que produzem ou são emitidos na fissão do U-235, o U-238 não é um núcleo fissil.

A condição de que o número médio de nêutrons emitidos por fissão seja maior que um para sustentar uma reação em cadeia é necessária mas não suficiente. Em que condições uma seqüência de fissões constituirá uma reação em cadeia autossustentável ? Para responder à questão, importa lembrar que tanto os nêutrons como os núcleos de U-235 têm extensões espaciais muito dinâmicas , cerca de mil vezes menores que as extensões atômicas , e que, portanto, a despeito do grande numero de átomos em cada cm^3 , um nêutron tem um espaço praticamente vazio a sua frente . Caso a massa de urânio não seja suficiente, será frequente a situação em que grande número de nêutrons emitidos atravessa toda a espessura do material e escapa para o exterior sem encontrar um só núcleo de urânio em seu percurso. Para que uma reação em cadeia se sustente será necessário aumentar o número de encontros com núcleos de U-235 ao longo das trajetórias dos nêutrons. Isso se consegue, aumentando o número de átomos de U-235 no volume em que se deseja produzir a reação em cadeia, ou seja, aumentando a massa de material fissil (ou aumentando sua densidade, quando factível – Exemplo de

Tokaimura). Com esse procedimento, aumenta-se o número de trajetórias de nêutrons que interceptam algum núcleo de urânio em seu percurso, ampliando, assim, a probabilidade de produzir fissões. O número de fissões crescerá progressivamente com o aumento da massa fissil, de modo que, eventualmente, se atingirá um valor tal que, para cada nêutron capturado produzindo fissão, a diferença entre o número de nêutrons criados e o número de nêutrons perdidos por escape e captura sem fissão é igual a um. Esse nêutron em excesso pode produzir uma nova fissão, dando continuidade ao processo, e a reação em cadeia se manterá sozinha. Esta é, portanto, a condição suficiente para a sustentação de uma reação em cadeia. O menor valor da massa de material fissil para a qual essa condição ocorre chama-se de massa crítica.

Caso a diferença apontada seja superior a um, a massa se diz supercrítica; caso seja inferior a um, é chamada subcrítica.

Quando a massa é crítica, o número de fissões permanece constante, quando supercrítica cresce exponencialmente; e, quando a massa é subcrítica a reação é evanescente; só se sustenta por si num intervalo de tempo mais ou menos curto. No caso das bombas, a massa é supercrítica; no caso dos reatores nucleares, a massa é controlada a um nível crítico. Sistemas subcríticos demandam a presença permanente de uma fonte de nêutrons para sustentar a reação em cadeia: de outro modo, a reação cessa.

O valor da massa crítica depende da forma geométrica da superfície do volume que a contém: quanto maior a área, maior a probabilidade de escape de nêutrons. A forma que contém maior volume com menor área é a esférica (Marques,2009). A massa crítica de uma esfera de U-235 é de cinquenta quilos. Para U-238 e Pu-239 – isótopos físeis considerados em muitas aplicações-, a massa crítica é de 15 e 10 quilos respectivamente. O valor da massa crítica pode ser diminuído com o uso de materiais ditos refletores, isto é, que, aplicados na superfície externa do material fissil, refletem parte dos nêutrons que a atravessam, fazendo-os voltar para o volume útil. Em geral, usa-se urânio empobrecido ou outro material de alta densidade e baixa probabilidade de captura dos nêutrons. Envolta por um refletor de urânio empobrecido, a massa crítica de U-235 baixa dos 50 quilos para cerca de 15 quilos.

Na terça-feira, 30 de setembro de 1999, o pior acidente nuclear que o Japão já presenciou em sua história de utilização de energia nuclear antes do ocorrido em Fukushima 2011, aconteceu em Tokaimura, aproximadamente 87 milhas a noroeste de Tóquio.

O acidente de criticalidade ocorreu em uma planta de processamento de urânio, por volta das 10:30h, quando funcionários da JCO, a companhia que operava 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 seguiu-se foi um “*flash*” de luz azul no interior da planta, resultado da reação em cadeia devido à criticalidade atingida. A companhia elétrica de Tóquio (JCO), utilizou em torno de 400kg de borato de sódio para absorver a emissão de nêutrons, mas os trabalhadores tiveram dificuldade em se aproximar do tanque de processamento. Os trabalhadores, então, retornaram à instalação e romperam os tubos de água ligados ao tanque onde o acidente de criticalidade estava ocorrendo, possibilitando que a água fosse drenada. Isso permitiu que a reação nuclear fosse encerrada. Três trabalhadores foram expostos a altos níveis de radiação, resultando na morte de dois deles.

Quando a JCO solicitou ao governo permissão para construir a planta de Tokaimura em 1993, foi dito que ‘não havia necessidade de se preparar para uma possível criticalidade’ porque a companhia tomaria as medidas preventivas apropriadas. De acordo com o serviço de notícias, a JCO assegurou ao governo que um acidente de criticalidade não poderia ocorrer ‘porque a quantidade de material nuclear seria limitada de acordo com a sua densidade, e pesada para confirmar que sua massa estaria dentro das diretrizes de segurança’.

Este fato é reforçado pela admissão por funcionários da companhia do uso de um procedimento modificado, diferente do aprovado inicialmente junto às autoridades reguladoras japonesas. O novo procedimento recomendava o uso de baldes de aço inoxidável para movimentar e misturar o urânio manualmente ao invés da utilização de equipamentos que foram especificamente projetadas para tais tarefas (mudança na relação massa – geometria) . A Figura 19 apresenta diagramas de fluxo que permitem ilustrar o processo de produção em Tokaimura onde se pode visualizar o procedimento de produção inicialmente proposto e o procedimento erradamente modificado e usado pelos trabalhadores. Segundo informações, antes do acidente, supervisores e possivelmente gerentes orientaram o pessoal para acelerar ainda mais o processamento do combustível nuclear. Aparentemente, trabalhadores foram orientados para processar diversas bateladas de uma vez (para ganhar tempo e aumentar lucros), e possivelmente, saltar outros passos. Os trabalhadores podem também ter decidido saltar mais passos do que lhes foi ordenado. Além do mais, a companhia também deu treinamento

insuficiente para os empregados da planta de Tokaimura, não os preparando para lidar com os perigos de uma reação nuclear autossustentada.

A companhia também falhou ao não instalar medidas defensivas básicas, como alarmes ou muros altos, para alertar e proteger a área residencial vizinha. Essa omissão pode ser a culpada pela falha da companhia em detectar um ventilador que estava espalhando iodo radioativo (o qual pode causar doenças na tireoide) ao dobro do limite legal, uma semana após o acidente. Essas medidas de corte de custos empreendidas pela companhia claramente arruinaram a segurança de seus empregados e da população de Tokaimura.

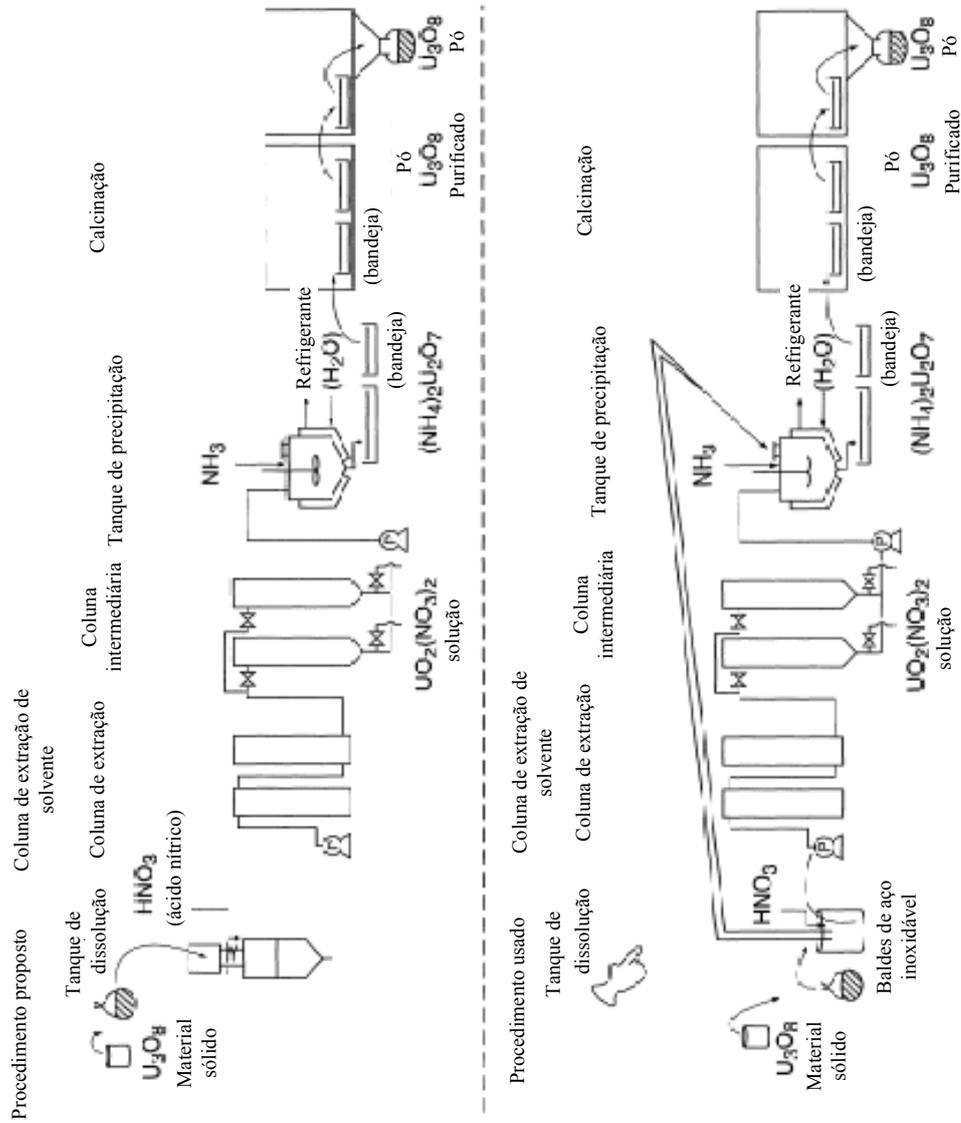


Fig. 19: Fluxograma de processo de fabricação da planta de Tokaimura (procedimento original e procedimento modificado pelos operadores)

Para a quantificação da PFH no evento vamos aproveitar neste trabalho uma abordagem efetuada por Gertman *et alii.* (2001). Esta abordagem permite determinar a contribuição dos elementos avaliados na organização em que ocorreu o evento na quantificação da PFH e na modificação ou ajuste da mesma com a aplicação da metodologia proposta.

Em uma análise híbrida realizada pelos autores, três abordagens foram combinadas para apoio à análise de sensibilidade dos resultados aqui relatados.

Em primeiro lugar, uma pesquisa de fatores forçadores de erro ou falha humana, e atos inseguros associado com o evento foram determinados por aplicação do método de pesquisa por análise retrospectiva ATHEANA (NUREG 1624 Rev1, 2000).

Como parte desta seleção e abordagem de caracterização, condições produtoras de erro (CPE) e Condições de produção de violação HEART (Williams & Reason 1998) foram examinados para percepções a respeito do desempenho do Homem .

A quantificação da análise de sensibilidade das decisões do operador e atos inseguros que conduziram ao fracasso e à criticalidade ocorrida, foram baseadas em valores contidos nas tabelas da THERP (NUREG / CR 1278 1983 e CREAM 1998).

A incorporação de fatores organizacionais é demonstrada, efetuada e concluída por análises retrospectiva e prospectiva (metodologia ATHEANA).No caso do evento de Tokaimura exemplificou-se o papel dos fatores organizacionais que provocaram desvios de procedimentos e da base de licenciamento da unidade.

Foram identificados seis tipos de atos inseguros e cada um foi quantificado. A Tabela 13 apresenta uma série de fatores organizacionais que ajudaram a produzir o contexto em torno do evento.

Tabela 13 Identificação de atos inseguros pela ATHEANA.

	Descrição do ato inseguro	Mecanismo
1	Falha na consideração da relação massa e geometria no planejamento da campanha	Falha no planejamento
2	Falta de uma condição rígida de pre planejamento	Falha no planejamento
3	Falha na seleção de equipamento com geometria correta para execução do serviço	Falha de seleção durante planejamento do desenvolvimento
4	Excesso de bateladas no dia 1 (04 bateladas)	Falha na ação
5	Falha de supervisão tecnológica em não detectar e corrigir a equipe na preparação da batelada e no uso do equipamento.	Falha em perder oportunidade de recuperar erro
6	Excesso de bateladas no dia 2 (03 bateladas) acumulando mais de 06 bateladas no equipamento.	Falha na ação

Para estabelecer as PFH de quatro dos seis atos inseguros , os valores e limites de confiança usados para determinar as estimativas foram retirados da técnica THERP (NUREG 1278) porque as ações envolvidas melhor se coadunam com os encontrados na mesma. Dois dos atos inseguros envolvidos foram relativos a falhas na concepção e planejamento de batelada ou campanha de produção de urânio, estas tarefas pelas suas descrições melhor se coadunam com os valores sugeridos na metodologia CREAM.

Outros fatores cognitivos relativos ao acidente podem ser listados tais como:

- pressão de tempo para concluir a tarefa ignorando regras de segurança (Kaizen);

- falta de conhecimento técnico mais profundo em relação a segurança da operação;

- Insuficiente comunicação e confusão entre o chefe da área de combustível e do chefe da área de engenharia contribuiu para o evento. É razoável supor que o chefe da área de combustível tivesse um mecanismo de pensamento diferente achando que as concentrações de urânio que estavam sendo usadas não eram diferentes da base de projeto.

- Contribuição ergonômica, ou seja, o layout da coluna para a extração de material era de difícil acesso e retardava o processo, o ponto de adição ficava localizado a 10 centímetros do chão. O tanque de precipitação, por outro lado, ficava localizado a cerca de 1 metro acima do chão e era muito mais fácil de se usar. Fator cognitivo - caminho de menor resistência.

Seguindo a técnica da THERP construiu-se uma árvore de eventos de falha humana para o acidente de Tokaimura como apresentado na figura 20.

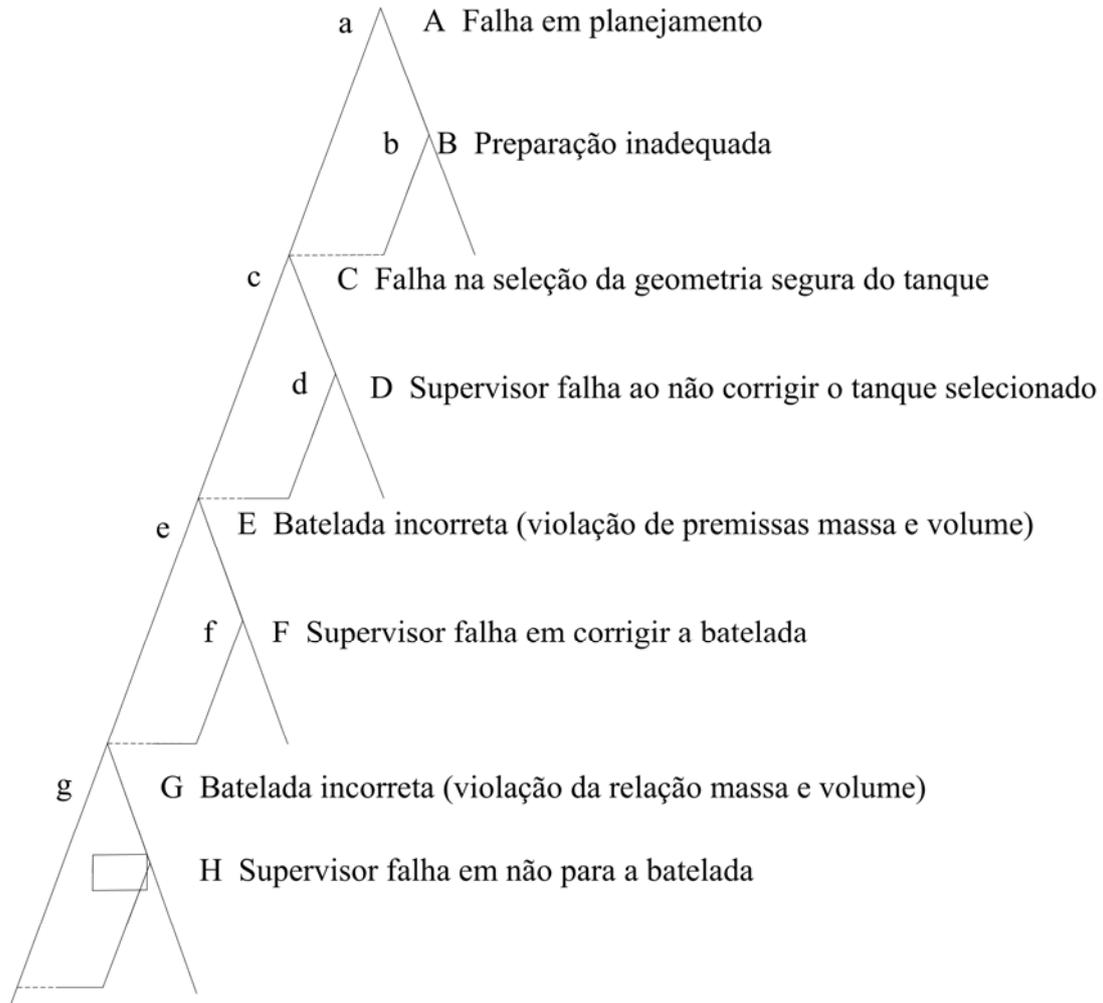


Fig.: 20- Árvore de eventos de Tokaimura.

Para cada evento da árvore de eventos de falha, vamos apontar quais elementos influenciaram na ocorrência dos mesmos e então obter o fator β para ajustar a PFH de cada evento, que vamos chamar de PFH modificada. Com a aplicação do modelo proposto neste trabalho, chegaremos ao valor da PFH modificada a partir da equação do modelo (eq. 4) como segue:

$$PFH_{\text{mod}} = PFH_{UB} * 10^{\Theta * \beta}$$

A Tabela 14 mostra para cada evento a PFH nominal, os valores de β , e o valor de PFH modificada para cada evento da árvore de falha apresentada na Figura 20.

Tabela 14. Valores de PFH baseados em estimativas da CREAM e THERP.

Item	Descrição da falha (Ato inseguro)	LB ¹ PFH nominal UB ²	Fator β	PFH ³ mod.	Referência
A	Falha de direcionamento incorreto/consideração de massa, volume e geometria segura na preparação da batelada. (P2 planejamento inadequado)	0,001 0,01 0,1	0,30928	0,024	CREAM, Tabela 9
B	Falha em conduzir uma rigorosa preleção preparatória da batelada (I2- Erro de decisão junto com P2-erro de planejamento)	0,001 0,01 0,1	0,28867	0,026	CREAM, Tabela 9
C	Falha em selecionar geometria do equipamento (selecionado o tanque de precipitação ao invés da coluna de extração)	0,0034 0,01(5 ⁴) 0,0294	0,41695	0,012	THERP, Tabela 20- 13, item 1
D	Supervisor falha em não corrigir tanque selecionado	0,048 0,2 (5 ⁴) 0,55	0,35701	0,230	THERP Tabela 20- 22, item 2
E	Incorreta acumulo de 04 bateladas no tanque de precipitação no dia 1	0,002 0,01(5 ⁴) 0,048	0,2866	0,020	THERP Tabela 20- 6,item 1
F	Falha do supervisor assim como do chefe de produção em não detectar e corrigir decisão do grupo de operadores no modo de uso do tanque e número de bateladas.	0,048 0,2 (5 ⁴) 0,55	0,3638	0,230	THERP Tabela 20- 22, item 2
G	Introdução incorreta de mais três bateladas no tanque de precipitação no dia 2	0,002 0,01(5 ⁴) 0,0048	0,2866	0,020	THERP Tabela 20- 6,item 1
H	Supervisor falha em não parar a produção.	0,048 0,2 (5 ⁴) 0,55	0,35701	0,230	THERP Tabela 20- 22, item 2

1- $LB = 1 / (1 + y * EF)$; $(y = (1 - p) / p ; p = PFH_{nom.}; EF = \text{Fator de erro da THERP})$

2- $UB = 1 / (1 + y / EF)$.

3- PFH modificada conforme equação do modelo proposto.

4- Fator de Erro (EF) da THERP.

As Tabelas 15, 16, 17, 18 , 19, 20, 21 e 23, mostram como se estabelece os valores de β para cada evento de falha humana identificado na árvore de falhas apresentada na Figura 20 Para cada evento se identificou que elementos são aplicáveis ao mesmo e se efetuou a soma dos produtos de sua ponderação (w_i) e de sua medição (r_i) obtendo-se o valor de β do evento.

Tabela 15.: Fator β para o evento A da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 10)	Pesos	Pesos Normalizados	ri	wi*ri
Falha de direcionamento incorreto/consideração de massa , volume e geometria segura na preparação da batelada. (P2 planejamento inadequado)	1	0,001482	0,246097642	0,25	0,06152
	3	0,000123	0,020425108	0,25	0,00511
	4	0,001303	0,216373298	0,25	0,05409
	5	0,000547	0,09083361	0,5	0,04542
	7	0,000243	0,040352043	0,25	0,01009
	8	0,000162	0,026901362	0,25	0,00673
	9	0,001281	0,212720027	0,25	0,05318
	11	0,000881	0,146296911	0,5	0,07315
	Soma	0,006022	1	$\beta=$	0,30928

PFH nominal = 0,01

UB = 0,1

LB = 0,001

$\Theta = -2$

PFH modificada = 0,024

Tabela 16.: Fator β para o evento B da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	ri	wi*ri
Falha em conduzir uma rigorosa preleção preparatória da batelada (I2-Erro de decisão junto com P2-erro de planejamento)	4	0,001303	0,368495475	0,25	0,0921239
	5	0,000547	0,15469457	0,5	0,0773473
	7	0,000243	0,068721719	0,25	0,0171804
	8	0,000162	0,04581448	0,25	0,0114536
	9	0,001281	0,362273756	0,25	0,0905684
	Soma	0,003536	1	$\beta=$	0,2886736

PFH nominal = 0,01

UB = 0,1

LB = 0,001

$\Theta = -2$

PFH modificada = 0,026

Tabela 17.: Fator β para o evento C da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	ri	wi*ri
Falha em selecionar geometria do equipamento (selecionado o tanque de precipitação ao invés da coluna de extração)	4	0,0013	0,15763368	0,25	0,03941
	11	0,00552	0,66779579	0,5	0,3339
	8	0,00016	0,01959835	0,25	0,0049
	9	0,00128	0,15497218	0,25	0,03874
	Soma	0,008266	1	$\beta=$	0,41695

PFH nominal= 0,01

UB= 0,0294

LB= 0,0034

$\Theta = -1$

PFH modificada = 0,012

Tabela 18.: Fator β para o evento D da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	ri	wi*ri
Supervisor falha em não corrigir tanque selecionado	12	0,0002	0,059952038	0,25	0,01499
	4	0,001303	0,39058753	0,25	0,09765
	5	0,000547	0,163968825	0,5	0,08198
	7	0,000243	0,072841727	0,25	0,01821
	8	0,000162	0,048561151	0,25	0,01214
	11	0,000881	0,264088729	0,5	0,13204
	Soma	0,003336	1	$\beta=$	0,35701

PFH nominal = 0,2

UB = 0,55

LB = 0,048

$\Theta = -1$

PFH modificada = 0,231

Tabela 19.: Fator β para o evento E da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	Ri	wi*ri
Incorreta acumulo de 04 bateladas no tanque de precipitação no dia 1	12	0,0002	0,053533191	0,25	0,01338
	4	0,001303	0,348768737	0,25	0,08719
	5	0,000547	0,146413276	0,5	0,07321
	7	0,000243	0,065042827	0,25	0,01626
	8	0,000162	0,043361884	0,25	0,01084
	9	0,001281	0,342880086	0,25	0,08572
	Soma	0,003736	1	$\beta=$	0,2866

PFH nominal = 0,01

UB = 0,048

LB = 0,002

$\Theta = -1$

PFH modificada = 0,019

Tabela 20.: Fator β para o evento F da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	Ri	wi*ri
	4	0,001303	0,415497449	0,25	0,10387
	5	0,000547	0,17442602	0,5	0,08721
	7	0,000243	0,077487245	0,25	0,01937
	8	0,000162	0,051658163	0,25	0,01291
	11	0,000881	0,280931122	0,5	0,14047
	Soma	0,003136	1	$\beta=$	0,36384

PFH nominal = 0,2

UB = 0,55

LB = 0,048

$\Theta = -1$

PFH modificada = 0,226

Tabela 21.: Fator β para o evento G da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	ri	wi*ri
Introdução incorreta de mais três bateladas no tanque de precipitação no dia 2	12	0,0002	0,053533191	0,25	0,01338
	4	0,001303	0,348768737	0,25	0,08719
	5	0,000547	0,146413276	0,5	0,07321
	7	0,000243	0,065042827	0,25	0,01626
	8	0,000162	0,043361884	0,25	0,01084
	9	0,001281	0,342880086	0,25	0,08572
	Soma	0,003736	1	$\beta=$	0,2866

PFH nominal = 0,01

UB = 0,048

LB = 0,002

$\Theta = -1$

PFH modificada = 0,019

Tabela 22.: Fator β para o evento H da árvore de eventos (Figura 19)

Evento de falha humana	Elementos aplicáveis (Fig 3)	Pesos	Pesos Normalizados	r_i	$w_i * r_i$
Supervisor falha em não corrigir tanque selecionado	12	0,0002	0,059952038	0,25	0,01499
	4	0,001303	0,39058753	0,25	0,09765
	5	0,000547	0,163968825	0,5	0,08198
	7	0,000243	0,072841727	0,25	0,01821
	8	0,000162	0,048561151	0,25	0,01214
	11	0,000881	0,264088729	0,5	0,13204
	Soma	0,003336	1	$\beta =$	0,35701

PFH nominal = 0,2

UB = 0,55

LB = 0,048

$\Theta = -1$

PFH modificada = 0,230

Na tabela 23 podemos ver um resumo do cálculo da PFH nominal e da PFH modificada pela metodologia proposta neste trabalho.

Tabela 23: Cálculo da PFH final modificada para o acidente de Tokaimura

Etapa de Erro	PFH nominal	PFH _{mod}
AB	0,01 x 0,01	0,024x0,026
AbCD	0,01 x 0,01x 0,2	0,024x0,012x0,230
aCD	0,01 x 0,2	0,012x0,230
acEF	0,01 x 0,2	0,019x0,230
AbCdeF	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,024x0,012x0,019x0,230
aCdeF	0,01 x 0,01 x 0,2	0,012x0,019x0,230
acEFGH	0,2 x 0,01x 0,2	0,019x0,019x0,230
aceGH	0,01 x 0,2	0,019x0,230
AbcEF	0,01 x 0,01 x 0,2	0,024x0,02x0,23
AbceGH	0,01 x 0,01 x 0,2	0,024x0,019x0,230
AbCdeGH	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,024x0,012x0,019x0,230
AbCdeFgH	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,024x0,012x0,02x0,02x0,23
Total	0,006580402	0,013019724
PFH nominal	PFH _{mod}	
0,006	0,013	

A PFH modificada pela metodologia de correção proposta neste trabalho para o evento de Tokaimura, mostra uma PFH duas vezes maior do que a encontrada através da THERP e da CREAM.

Entretanto, os modelos de desempenho do homem e de dados no manual da THERP (NUREG 1278, 1983) são baseados largamente em influências de diferentes combinações e níveis de PSF. Se o analista acha que os PSF são relevantes para beneficiar o sucesso de um evento, ele pode assumir o limite inferior do intervalo de confiança (LB) dado no manual. Por exemplo, se a PFH nominal é de 0,003 (0,001 a 0,01) (onde os valores entre parênteses se referem ao limite inferior (LB) e superior (UB) do intervalo de confiança). Ao invés de usar a PFH nominal estimada em 0,003 (melhor estimacão), ele pode usar o valor de 0,001 (LB) ou outro valor menor do que 0,003. Ao contrário, se ele julga que os PSF para o evento são particularmente

desfavoráveis para o desempenho do homem, ele pode usar o limite superior (UB) de 0,01.

Pelo modelo proposto neste trabalho e usando os valores do limite superior (UB) das PFH nominais apresentadas na THERP e na CREAM chegaremos a uma probabilidade de falha cerca de 14 vezes maior do que a PFH nominal, como pode ser verificado na Tabela 24. Cabe lembrar que estamos usando limites superiores (UB) e inferiores (LB) com razão de probabilidades (*odds ratio*) e não com o uso direto do fator de erro (EF) das tabelas da THERP.

Ainda relativo ao modelo proposto, se $\beta=0$ (mínimo valor de pontuação possível do modelo) temos os valores de PFH_{mod} igual ao valor da PFH_{UB} (Equação 4).

Tab. 24: Cálculo da PFH final modificada para o acidente de Tokaimura
(valores PFH_{UB})

Etapa de Erro	PFH nominal	PFH_{mod}
AB	0,01 x 0,01	0,1x0,1
AbCD	0,01 x 0,01x 0,2	0,1x0,03x0,55
aCD	0,01 x 0,2	0,03x0,55
acEF	0,01 x 0,2	0,05x0,55
AbCdeF	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,1x0,03x0,05x0,55
aCdeF	0,01 x 0,01 x 0,2	0,03x0,05x0,55
acEfgH	0,2 x 0,01x 0,2	0,05x0,05x0,55
aceGH	0,01 x 0,2	0,05x0,55
AbcEF	0,01 x 0,01 x 0,2	0,1x0,05x0,55
AbceGH	0,01 x 0,01 x 0,2	0,1x0,05x0,55
AbCdeGH	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,1x0,03x0,05x0,55
AbCdeFgH	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,1x0,03x0,05x0,05x0,55
Total	0,006580402	0,091
PFH nominal	PFH_{mod}	
0,006	0,091	

Do mesmo modo podemos efetuar o cálculo da PFH com uso de limite inferior (LB), neste caso $\beta=1$ (máximo valor de pontuação possível do modelo). A Tabela 25 apresenta o valor da PFH_{mod} final cerca de 1,4 vezes menor do que o valor nominal das técnicas THERP e CREAM.

Tab. 25: Cálculo da PFH final modificada para o acidente de Tokaimura
(valores PFH_{LB})

Etapa de Erro	PFH nominal	PFH _{mod}
AB	0,01 x 0,01	0,0014* 0,001
AbCD	0,01 x 0,01x 0,2	0,0014* 0,003* 0,003
aCD	0,01 x 0,2	0,003 * 0,003
acEF	0,01 x 0,2	0,066* 0,067
AbCdeF	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,0014* 0,003*0,066*0,067
aCdeF	0,01 x 0,01 x 0,2	0,003 * 0,066 * 0,067
acEFGH	0,2 x 0,01x 0,2	0,066* 0,0045* 0,066
aceGH	0,01 x 0,2	0,0045* 0,066
AbcEF	0,01 x 0,01 x 0,2	0,0014 * 0,066 * 0,067
AbceGH	0,01 x 0,01 x 0,2	0,0014*0,0045*0,066
AbCdeGH	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,0014* 0,003* 0,0045* 0,066
AbCdeFgH	0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,01 x 0,2	0,0014 * 0,003* 0,066* 0,0045*0,066
Total	0,006580402	0,004768907
PFH nominal	PFH _{mod}	
0,006	0,005	

Comparando os valores de PFH supondo o caso de Tokaimura que foi simulado com adaptações, e considerando condições excelentes dos elementos influenciadores do modelo e condições pioradas encontramos o exposto na Tabela 25.

Tabela 26: Análise de sensibilidade do modelo

PFH nominal	0,006
PFH _{UB}	0,091
PFH _{LB}	0,004

Os valores da Tabela 26 mostram que o modelo é conservador, ou seja, agravou mais a PFH com condições ruins encontradas na instalação do que melhorou a PFH para o caso de excelentes condições encontradas. Do ponto de vista preventivista, pode-se considerar positiva esta tendência pois resulta em uma garantia de melhoria da função segurança, pois permite uma melhor alocação de custos e esforços para este objetivo.

CAPÍTULO 7- Conclusões e recomendações

Tem ficado claro nas conferências e congressos internacionais de segurança da área nuclear e da área de segurança de processos das empresas químicas, petroquímicas e de produção de petróleo, que as leis e regulamentos existentes, especificamente algumas exigências de órgãos reguladores internacionais como por exemplo o CSB (*Chemical Safety Board-USA*), estão cada vez mais explícitas para a implantação de análise de fatores humanos como uma forma de redução do risco.

No entanto, a maioria das empresas ainda estão com um nível de capacidade baixa quando se trata de compreender e implantar análises e políticas de abordagem de fatores humanos. Obstáculos dificultando a concretização deste objetivo foram identificados e este trabalho vem oferecer uma contribuição para incluir de forma abrangente, como detalhado no questionário do anexo 1, Os elementos que influenciam na falha humana foram quantificados para então ajustar a PFH à realidade da instalação de processo.

A análise de confiabilidade humana (ACH) é um assunto que está em discussão já há muito tempo. Escassez de dados de probabilidade de PFH e da incerteza atrelada aos mesmos têm motivado os especialistas em análises de segurança a chegar a métodos com maior maturidade para se obter a PFH quando comparados com a confiabilidade de métodos para estabelecer dados de falha em análises de sistemas técnicos.

Na indústria de processos químicos as fontes de dados de PFH são principalmente da indústria nuclear e parecer de especialistas.

E enquanto a escassez de dados de PFH continua, essas duas fontes de dados serão úteis. Foi argumentado neste trabalho que a inclusão de condições específicas da planta reduz a incerteza que caracteriza a determinação da PFH.

O método proposto neste trabalho foi realizado em duas fases. A primeira foi estabelecer os elementos que influenciam a PFH e atribuir pesos de contribuição dos mesmos que levam em conta: a experiência de especialistas em análise de segurança em plantas de processo, a análise retrospectiva de ocorrências anormais em processos da instalação (acidentes e incidentes) e uma influência entre os elementos, onde se determina a influência de um elemento sobre o outro. E este é um ponto inovador deste trabalho em relação a outras metodologias existentes. Numa segunda fase estes

elementos são auditados através de um questionário que detalha os elementos de modo a permitir a medição do grau de atendimento da instalação aos mesmos.

Também foi argumentado neste trabalho a influência dos elementos para aumentar a precisão de estimativa de PFH, melhorando ou piorando a mesma, dependendo dos resultados de medição efetuada.

A técnica de modelagem de eventos que foi escolhida é a árvore de eventos. O evento indesejado é determinado dedutivamente por divisão em outros eventos que contêm erros humanos. Após estes eventos serem identificadas os atos inseguros serão investigados.

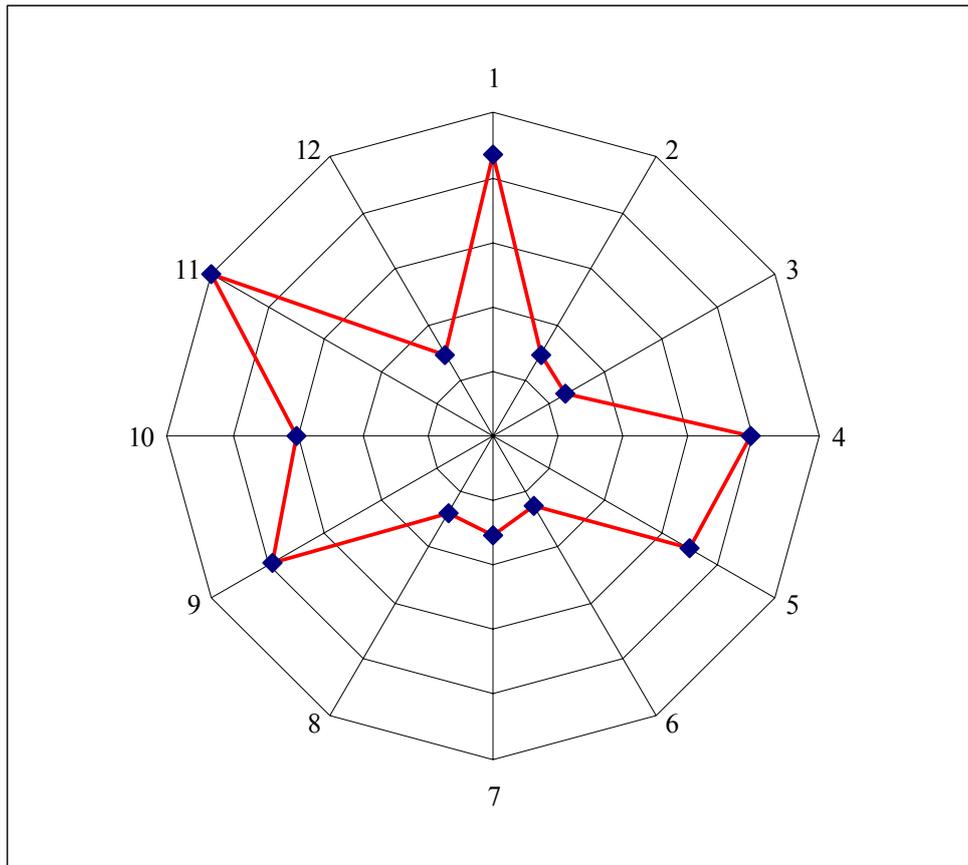
Ficou claro que os elementos influenciadores da falha humana têm pesos diferentes e com a ajuda de um sistema de ponderação AHP a contribuição desses elementos foi desenvolvida. Uma combinação das ponderações com o resultado de auditoria para cada elemento foi usada para calcular o fator de modificação de fatores humanos que por sua vez é usado para modificar a PFH. A eficácia desta abordagem foi demonstrada pelo uso de um estudo de caso de uma planta de produção de combustível nuclear, foi mostrado neste caso que a frequência de ocorrência do evento de topo foi o dobro da frequência nominal de ocorrência.

Podemos considerar que este trabalho atingiu seu objetivo. Primeiramente, uma metodologia para auditar os elementos influenciadores de falha humana foi proposta de modo a poder ser matematicamente tratada. Segundo, pelo modo inovador de incorporar a correlação dos elementos influenciadores na falha humana no histórico de acidentes da planta, juntamente com a auditoria efetuada para avaliar a implantação atualizada deste elementos, assim como a inter-relação destes elementos entre si.

A análise de sensibilidade mostrada na Tabela 16 mostra que o modelo é conservador do ponto de vista prevencionista, podendo-se considerar contribuinte para a melhoria da função segurança. Por fim, a metodologia permite também reduzir a incerteza existente para a determinação da PFH em eventos de falha humana como causadores de desvios em análises semiquantitativas de segurança tais como a LOPA e análises probabilísticas de segurança (APS).

Uma outra contribuição da metodologia proposta é a de permitir visualizar que elementos estão contribuindo mais significativamente para o aumento da PFH, em sendo o caso. Isto permite direcionar e priorizar esforços de curto e longo prazo para reduzir a PFH ou até mesmo rever a eficácia dos esforços que estão sendo efetuados para reduzi-la.

Podemos ainda através de um gráfico radar, apresentado na Figura 21, visualizar o fator modificador β para cada elemento na quantificação da PFH, supondo todos os elementos aplicáveis aos eventos de falha humana, quem são os fatores e quem contribuiu mais. Este gráfico pode ser considerado também como uma boa contribuição do modelo apresentado, para ajudar no direcionamento de recursos e esforços em curto, médio e longo prazo para a melhoria da função segurança.



Instalações e Equipamentos:

- 1- Projeto de Equipamentos de Processo /
Sistemas de Controle de Processo / Projeto de sala de Controle Central / Planejamento e Execução de Projetos
- 2- Operações remotas
- 3- Interface Homem -Máquina / Computador / Áreas de escape / Identificações

Pessoas

- 4- Treinamento
- 5- Comunicação / - Projeto e Uso de Documentos
- 6- Fatores Ambientais
- 7- Cargas de Trabalho e Níveis de Pessoal / Turnos de Trabalho / Atividades manuais com materiais

Sistema de Gestão:

- 8-Cultura de Segurança / Segurança Baseada em Comportamento
- 9- Procedimentos
- 10- Manutenção / Sistemas Instrumentados de Segurança
- 11- Controle de Modificações / Preparação e Respostas para Emergências / Análise Qualitativa de Risco / Análise Quantitativa de Risco / Práticas Seguras e Sistemas de Permissão de Serviço (PS) / Competências Gerenciais
- 12- Investigação de Incidentes

Fig.21-Influência relativa dos elementos na planta de Tokaimura na ocasião do acidente de 1999 [estimativa efetuada pelo autor a partir de evidências existentes em relatórios de análise do acidente tais como Furuta (2000)].

As perguntas utilizadas para a avaliação de cada elemento no questionário de auditoria proposto podem e devem ser melhoradas e validadas com mais experimentos de campo, ou seja, ao longo do uso do mesmo nas instalações.

Também é recomendável mais aprofundamento em pesquisas no uso dos arquétipos apresentados para uma melhor visualização da Nota 3 que compõe o resumo dos pesos dos elementos (w_i). O uso destes arquétipos permite incorporar elementos não lineares que intuitivamente são sabidos como influenciadores de ocorrências anormais em plantas de processo. A formação de um fator que permita quantificar a influência destes fatores não lineares com certeza irá aumentar a precisão da determinação de PFH na instalação. Este fator adicional pode ser um indicador preditivo para sistemas que prolongadamente se estabilizam positivamente na função segurança (sem ocorrências ou acidentes). Esta estabilização induz a uma demora de percepção de degradação da função segurança na instalação que é levada a um natural relaxamento devido à confortável situação de não ocorrências anormais nos processos produtivos decorrentes de falhas humanas.

O mapa cognitivo apresentado na figura 5 foi elaborado pelo autor. Todavia, é fortemente recomendável que o mesmo seja feito em conjunto com os gestores da instalação ou um grupo de especialistas da organização. Este mapa pode também ser usado para formação de redes bayesianas aumentando a precisão na composição da nota 1, aplicada aos elementos influenciadores na PFH.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ALE,B.J.M, Bellamy, L.J., Cooke,R.C., Goossens,L.H.J., Hale,A.R. Roelen, A., Smith,E., 2005.Development of a causal model for air transport safety .In: Proceedings of the EMEME05 American Society of Mechanical Engineers International Congress 2005.ASME.

AMALBERTI, R., “*The Paradoxes of Almost Totally Safe Transportation Systems,*” *Safety Science*, Vol. 37, pp. 109-126, 2001.

ALVARENGA, M.A.B, Melo, P.F.F., Fonseca R.A., Comparison of the THERP quantitative tables with the human reliability analysis techniques of second generation, International Nuclear Atlantic Conference - INAC, Rio de Janeiro, RJ, Brazil, 2009.

AXELROD,R. 1976, *Structure of Decision*. University of Princeton Press, Princeton

BAREITH, A., Hollo, E., Karsa,Z. , Bobely,S., Spurgin, A.J.. State of the art in the development of a simulator aided approach to human reliability assessment. VEIKI, Budapest, Hungary (1996).

BEARE,A.N., R.E.Dorris,and E.J. Kozinsky, Response Times of Nuclear Power Plant Operations: Comparison of Field and Simulator Data, 'pp 699-673 in R.E. Edwards (ed), proceedings of the Human Factors Society 26th Annual Meeting, Seattle, Washington, October 25-19, 1982, Human Factors Society , Santa Monica, CA,1982.

BELLINGER, Gene. *Systems Thinking - An Operational Perspective of the Universe. Systems University on the Net* (Internet: <http://www.radix.net/~crbnblu>; E-mail: crbnblu@aol.com), 1996a. (acesso em 14 de Julho de 2011).

BOT. P. LE, Human reliability data, human error and accident models- illustration through the Three Mile Island accident analysis. *Reliability Engineering and System Safety* 83 . 153- 167 (2004).

BELLAMY, L.J., Geyer, T.A.W., Organizational, management and human factors in quantified risk assessment – Report 1 – HSE Contract Research Report 33/92, 1992.

BRAUN, William, *The System Archetypes*, 2002.(acessado em setembro de 2011), Available online at: http://www.uni-klu.ac.at/~gossimit/pap/sd/wb_sysarch.pdf

CARDER,H. & RAGAN,P., 2005, *How Effective Assessment Drives Business and Safety Performance*. Millwaukee, Wiscosin. *American Society of Quality Control (ASQ)*

CARROLL, J. S., Rudolph, J W. and Hatakenaka, S, “*Organizational Learning from Experience in High-Hazard Industries: Problem Investigations as Off-line Reflective Practice*”, MIT Sloan Working Paper No. 4359-02, April 2002. (acessado em 17/10/2011) Available online at:<http://ssrn.com/abstract=305718>

CCPS- Human factors Methods for improving Performance in the Process Industries. CCPS Guideline book(*Center for Chemical Process Safety, American Society of Chemical Engineers*), 2007.

Commission on Engineering and Technical Systems, *An Assessment of Space Shuttle Flight Software Development Processes*, Committee for Review of Oversight Mechanisms for Space Shuttle Flight Software Processes, Aeronautics and Space Engineering Board, National Research Council, National Academies Press, 1993. Available online at: <http://www.nap.edu/> (acesso em 12 de junho 2010).

COOPER,M.D. 1996, *The B-Safe Programme*. Applied Behavioural Sciences, Hull.

COSTELLA M.F. *Método de Avaliação de Sistema de gestão de Segurança e Saúde no Trabalho (MASST) com enfoque na Engenharia da Resiliência*. Tese de Doutorado UFRS- PEP- Programa de Pós-graduação em Engenharia de Produção, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, 2008.

COSTELLA, M. F., Saurin, T. A. and Guimarães, L. B. M. A method for assessing health and safety management systems from the resilience engineering perspective, *Safety Science*, vol. 47, pp. 1056-1067, 2009.

DEMING, W.E. *The new economics for industry, government, education*, Cambridge: MIT Center for Advanced Engineering Study, 1993.

DEKKER, S.W.A. (2002). *The field guide to human error investigations*. Bedford, England: Cranfield University Press.

DUPONT Safety Resources Business. *Gerenciamento da Segurança: sistemas que funcionam para os supervisores de linha. Manual de Referência - São Paulo-Brasil-1990*. 150 p.

EMBREY, D.E., Humphreys, P., Rosa, E.A., Kirwan, B. and Rea, K., 1984. SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgement, Nuclear Regulatory Commission, NUREG-CR 4016. Washington, DC. 1984.

Errors of Commission in Probabilistic Safety Analysis, Prepared by the OECD Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R (2000)17, Paris Fr June 2000.

ENSSLIN, L. Dutra, A., Ensslin S. *O uso de mapas cognitivos como instrumento de apoio ao processo decisório: um estudo de caso*. UFSC (1997).

FERNANDES, A.C., *Scorecard Dinâmico- Em direção à Integração da Dinâmica de Sistemas com o Balanced Scorecard*. Tese de Doutorado COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 2003.

FLEMING, K. *et alii.*, . HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report, Vol. II, "AIPA Risk Assessment Methodology," U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C.(1975).

FORESTER, J., D.C. Bley, S. Cooper, E. Lois. N. Siu, A. Kolaczowski and Wreaathal, "Expert Elicitation Approach for Performing ATHEANA Quantification ' Reliability Engineering & System Safety' Elsevier, Amsterdam, The Netherlands, 83, 207 – 222. 2004.

FORESTER, J.W., *Industrial Dynamics*, MIT Press, Cambridge, USA, 1961.

FURUTA, K., Sasou, K., Kubota, R., Ujita, H., Shuto, Y. and Yagi, E. *Human Factor Analysis of JCO Criticality Accident, Cognition, Technology and Work*, Volume 2 (4) 2000.

GERTMAN, D. and Blackman, H. *Human Reliability and Safety Analysis Data Handbook*, New York: John Wiley (1994).

GERTMAN, D., and Harold S Blackman, *Sensitivity Analysis Case Study: Incorporating Organizational Factors in HRA*, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, 2002.

GERTMAN, D., Hallbert, B., Blackman, H., Schurman, D., and Thompson, C. *Management and Organisational Factors Research: The Socio-Organizational Contribution to Risk Assessment and the Technical Evaluation of Systems (SOCRATES)*, in *Probabilistic Safety Assessment and Management – PSAM 4*, A. Mosleh and R. Bari (eds), Springer Verlag, 1998. pp 2289-2295.

GERTMAN, D., Hallbert, B., Parrish, M. W., Brownson, D., and Tortorelli, J. P. *Review of Findings for Human Performance Contribution to Risk in Operating Events*, DRAFT NUREG April 2001.

GOODMAN, Michael R. *Study Notes in System Dynamics*. Portland, Productivity Press, 1989. 388 p.

GRAHAM, John, *Fast Reactor Safety*, Academic Press, New York, 1971.

HALE, A. R., Heming, B. H. J., Carthey, J., Kirwan, B., *Modeling of safety management systems*, *Safety Science*, vol. 26, 121-140, 1997.

HALL, R.E., Fragola, J.R., & Wreathall, J. Post-Event Human Decision Errors: Operator Action Tree / Time Reliability Correlation. NUREG/CR-3010. Washington DC, (1982)

HANNAMAN,G.W., Spurgin.A.J.,Lukic,Y.D. (1984), Human Cognitive Reliability Model for PRA Analysis, Electric Power and Research Institute, Palo Alto, CA, draft report NUS-4531, EPRI Project RP 2170-3.

HOLLNAGEL E. Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM), Elsevier, Oxford UK (1998).

HOLLNAGEL, E., Barriers and Accident Prevention, Ashgate, Hampshire, England, 2004.

KANTOWITZ, B. H. E SORKIN, R. D. , 1983, Human factors: Understanding People System Relationships, New York, 1983.

KARIUK, S.G., K. Lowe, 2007 *Integrating human factors into process hazard analysis*. Reliability Engineering and System Safety 92 1764–1773, 2007.

KIRWAN, B. , *A Human Error Analysis Toolkit for Complex Systems*. Fourth Cognitive Science Approaches to Process Control Conference. August, Copenhagen, Denmark. 1993.

KIRWAN,B., Umbers,I., Edmunds,J. e Gibson,W.H., 2008, 'Quantifying the Unimaginable - case for Human Performance Limit Values' Probabilistic Safety and Management, PSAM 9,Conference, Hong kong,China.

KOZINSKY , E.J. , 'Plant Design Criteria for Safety Related Operator Actions, in IEEE International Conference on Cybernetics and Society October 28-30, 1982, Seattle, Washington, Inst. Of Elect. And Electronics Engineers, New York, 1983 (in press).

LEVESON, N. G., *System Safety Engineering: Back to the Future*, Massachusetts Institute of Technology, <http://sunnyday.mit.edu/book2.pdf>, Cambridge, USA, 2002.(acessado em 03 de Dezembro 2009)

LEVESON N. G., Barret M., Carrol D, Gershenfeld J., Dulac N. & Zipkin A.. *Modeling, Analysing and Engineering NASA's Safety Culture*. Phase 1 final report. MIT, Cambridge. 2004.

LEVESON, Nancy G., *A New Approach to System Safety Engineering*, 2003. *Available online at*<http://sunnyday.mit.edu>.(acesso em 03 de Dezembro 2009)

LEVESON N, *Applying systems thinking to analyze and learn from events*. Aeronautics and Astronomic, Engineering Systems. MIT. USA . ,Proceeding of the IEEE, vol. 98 ,issue 4, pp 515-525, April-2010.

LEWES, G.H. , *Problems of life and mind. First Series: The foundation of a creed*, Vol 2, Universsity of Michigan Reprinting Series, Ann Arbor, USA (2005).

LEWIS,E.E., *Introduction to Reliability Engineering*. United States of America, John Wiley & Sons, Inc., 1987.

LINDSAY, F. D. *Successful health & safety management. The contribution of management towards safety*. Safety Science Vol. 15, pp 387-402, 1992.

LOPA-] *Layers of Protection Analysis. CCPS guideline book (Center for Chemical Process Safety, American Society of Chemical Engineers)*, New York - 2001.

MARAIS C. & LEVESON N., *Archetypes for Organizational Safety*. MIT Department of Aeronautics and Astronautics; Cambridge, Massachusetts, U.S.A. ,2007

MARQUES,A. , *Energia Nuclear e Adjacências* , ed. UERJ – Rio de Janeiro Brasil . 2009.

MEISTER, D. , *Human Factors in Reliability*, New York, Mc Graw Hill.1990

MERMOS *Methode d'Evaluation de Réalisation des Missions Opérateur pour la Sécurité* , Electricité de France (EdF)., 1985.

MOIENI,P. , Spurgin,A.J. , Singh, A.. Advances in Human Reliability analysis Methodology. Part II: PC- based HRA software. EPRI, California, USA. (1993).

MOSLEH, A. & Chang, Y.H.. Model based human reliability analysis: prospects and requirements . Reliability Engineering and System Safety 83, pp 241-253 (2004).

MUYSELAAR, A.J. e 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.

NUREG 0600- Backgrounder on the Three Mile Island Accident U.S. Washington, DC (2009).

NUREG-1050- Probabilistic Risk Assessment Reference Document, U.S. Washington, DC (1984).

NUREG 1437 ,- Generic Environmental Impact Statement for licensee Renewal of Nuclear Plants , U.S. Washington, DC 1991.

NUREG/CR-6350, Nuclear Regulatory Commission A Technique for Human Error Analysis (ATHEANA), U.S. Washington, DC, May 1996.

NUREG 1624 Rev1 Technical Basis and Implementation Guidelines for A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA), U.S. Washington, DC May 2000.

WASH-1400, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400. U. S. Nuclear Regulatory Commission, U.S. Washington, DC, October. NUREG-75/014, 1975

NUREG/CR- 5455 , *Human Performance Investigation Process* , U.S. Washington, DC (1993)

OBADIA, I.J.; Vidal, M.C.R.; e Melo, P.F.F.F. ... *Safety Science*, Volume 42, Issue 7, August 2004, Pages 601-619.

OECD- *Errors of Commission in Probabilistic Safety Analysis*, Prepared by the OECD Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R (2000)17, Paris Fr June 2000.

PAICH, M., “Generic Structures,” *System Dynamics Review*, Vol. 1, pp. 126-132, 1985.

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.

PERROW C., *Normal Accidents: Living with High-Risk Technologies*, Basic Books, New York (2006)

PIDD, M., *Computer Simulation in Management Science.*, John Wiley & Sons, Chichester 1992. 351 p.

RASMUSSEN, J., “*Risk Management in a Dynamic Society: A Modelling Problem*,” *Safety Science*, Vol. 27, No. 2, pp. 183-213, 1997.

REASON, J. ,, *Human Error*, Cambridge University (1994)

REASON, J. *Managing the Risks of Organizational Accidents*, Ashgate, Aldershot, UK (1998).

REIMAN,T. Kahlbom, U. Pietikainen, E. Rollenhagen, C. *Nuclear Safety Culture in Finland and Sweden –Developments and Challenges*. NKS 239. Roskilde, Denmark, 2011.

ROGERS, W. P., *Report of the Presidential Commission on the Space Shuttle Challenger Accident*, Government Printing Office, Washington DC, 1986.

SAATY, T.L., 2000. *Fundamentals of Decision Making and Priority Theory with the Analytic Hierarchy Process*. RWS Publications, Pittsburgh. 2000.

SENDERS, J.W., and Moray, N. *Human Error: Cause, Prediction, and Reduction*, Lawrence Erlbaum: Hillsdale, NH.(1991).

SENGE, P. M. *A Quinta Disciplina - Arte, Teoria e Prática da Organização de Aprendizagem*. São Paulo, Best Seller, 1990. 352 p.

KARIUK, S.G., K. Lowe, 2007 *Integrating human factors into process hazard analysis*. *Reliability Engineering and System Safety* 92 1764–1773, 2007.

SOUZA.A.,RIBEIRO A., BRASIL F.S. *How to incorporate the health, safety and environment management system in quantitative risk assessments*. CCPS 22nd Annual International Conference, 2007.

SPURGIN,A.J. *Operator reliability experiments using nuclear power plant simulators: Methods and results*, NP- 6937, Electric Power Research Institute, California, USA (1990).

SPURGIN, A.J. (2010), *Human Reliability Assessment (Theory and Practice)* CRC Press, North Western- Virginia, USA.

SWAIN, A. D. & GUTTMAN, H. E., U. S. NUCLEAR REGULATORY. NUREG/CR-1278, *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report*. U.S. Nuclear Regulatory Commission: Washington, DC, August 1983.

STERMAN, J. D., "System Dynamics: Systems Thinking and Modelling for a Complex World," *Proceedings of the ESD Internal Symposium*, MIT, Cambridge, MA, May 2002.

TAMUZ, M., "Developing Organizational Safety Information Systems." In Apostolakis, George E., and Wu J.S. (Eds.), *Proceedings of PSAM II, Vol. 2, Los Angeles*, University of California, pp. 71: 7-12. (2004).

WILLIAMS, J.C., 1986. HEART - a proposed method for assessing and reducing human error 9th Advances in Reliability Technology Symposium, University of Bradford. 1986.

WOLSTENHOLME, Eric F., "Toward the Definition and Use of a Core Set of Archetypal Structures in System Dynamics," *System Dynamics Review*, Vol. 19, No. 1, Spring , pp. 7- 26.(2003).

WREATHALL, J., 2006. Properties of Resilience Organizations: an initial view. In: Hollnagel, E., Woods, D., Leveson, N. (Eds), *Resilience Engineering: Concepts and Precepts*. Ashgate, London, pp 258-268.

VAN VUUREN, W. Cultural influences on risks and risk management: Six case studies. *Safety Science*, vol. 34, pp. 31–45, 2000.

ZIO E. Reliability engineering: old problems and new challenges, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 94, pp. 125–141, 2009.

ANEXO 1. Questionário de avaliação de elementos influenciadores na PFH [aplicado ao acidente de Tokaimura, (Nota 4)].

Item S/D (*)	Pergunta	Avaliação					Comentários
		1	2	3	4	5	
1. Projeto de Equipamentos de Processo / Sistemas de controle de processo / Projeto de Salas de Controle Central / Planejamento e Execução de Projetos / Projeto das Instalações e Estações de Trabalho							
1.1 S	O equipamento é apropriado para a tarefa?	X					
1.2 S	O projeto do equipamento evita ser desnecessariamente complexo?		X				
1.3 S	O equipamento é facilmente encontrado e reconhecido?	X					
1.4 S	O equipamento é de fácil acesso?					X	
1.5 S	O equipamento é facilmente percebido por visão ou audição?				X		
1.6 S	O equipamento esta sempre disponível?				X		
1.7 S	A organização, arranjo e operação do equipamento são lógicos e consistentes?	X					
1.8 D	O equipamento é ajustável ao usuário?	X					
1.9 S	O equipamento está em conformidade com as expectativas do usuário?	X					
1.10 S	A interface homem-processo já foi submetida a uma análise de fatores humanos?	X					
1.11 S	Existe um mecanismo formal para corrigir deficiências relativas a fatores humanos identificadas por operadores?			X			
1.12 S	Os projetistas levaram em consideração problemas relativos a fatores humanos para aperfeiçoar futuros projetos?	X					
1.13 D	As condições normais e emergenciais de operação respeitam os limites físicos do operador (nenhuma requer força excessiva por parte do operador)?	X					
1.14 D	A mobilidade do operador foi levada em consideração para determinar os equipamentos de proteção necessários para determinada tarefa, incluindo respostas de emergência?	X					
(*) S- Estático D- Dinâmico							

1.15 S	O sistema de controle é confiável?	X					
1.16 S	Os operadores podem forçar comandos de entrada para um estado desejável?	X					
1.17 D	O computador verifica se os dados de entrada fornecidos pelo operador estão em um intervalo válido?	X					
1.18 D	Os operadores podem intervir de maneira segura em processos controlados por computador?						ND
1.19 D	Características de respostas automáticas são incorporadas quando uma perturbação / característica do processo requer uma resposta rápida?						ND
1.20 D	As respostas automáticas geradas quando uma perturbação / característica do processo são difíceis de diagnosticar prontamente tendem a complicar o processamento de informações (requerendo uma opinião de especialista)?						ND
1.21 D	Existem condições iniciais para uma tarefa ou etapa: a. O projeto do equipamento suporta o início da tarefa? b. Existe um procedimento para iniciar a tarefa? c. Os operadores foram treinados acerca do significado das condições iniciais?	X					
1.22 D	As condições são claras e distinguíveis de outros sinais? a. Os controles e identificadores seguem padrões ergonômicos de projeto? b. Os controles e identificadores são coerentes com os estereótipos (frases prontas) populacionais do grupo que utilizará o sistema?	X					
1.23 D	A ação desejada é clara?		X				
1.24 D	Os operadores conseguem determinar o estado corrente do sistema em comparação ao estado desejável?	X					
1.25 D	Os operadores conseguem corrigir a situação ou completar a ação dentro do tempo requerido?	X					
1.26 D	As respostas sobre as ações de controle são diretas e rápidas?	X					
1.27 S	O layout proporciona, de maneira adequada, acesso, saída e liberdade de movimento?		X				
1.28 S	O layout proporciona linhas de visão adequadas?		X				
1.29 S	O layout facilita comunicações necessárias?		X				
1.30	O layout proporciona espaço suficiente para os trabalhadores nas suas		X				

S	estações de trabalho?						
1.31 D	Os questionamentos de fatores humanos são levados em conta e identificados nas diversas fases do projeto?	X					
1.32 D	São identificados questionamentos corretos ?	X					
1.33 D	Os questionamentos são verificados no momento tempo ?	X					
1.34 D	São utilizados ferramentas e processos adequados?	X					
1.35 D	Existe envolvimento pessoal dos trabalhadores com o processo?	X					
1.36 D	Existem adequados acompanhamentos?	X					
1.37 D	São identificados os benefícios da incorporação de fatores humanos nos projetos?	X					
1.38 D	Os custos são identificados?		X				
1.39 D	Existem etapas de melhorias para os fatores humanos nas diversas etapas do projeto?		X				
1.40 S	As estações de trabalho comportam picos de utilização pelo pessoal?	X					
1.41 S	As estações de trabalho são ajustáveis às características do pessoal?	X					
1.42 S	Existe acesso adequado para rotinas de operação e manutenção de todos os equipamentos?		X				
1.43 D	Os equipamentos previnem a solicitação das articulações humanas além dos limites naturais?	X					
1.44 D	Os trabalhadores conseguem prevenir o tensionamento de músculos em uma posição fixa por longos períodos de tempo?	X					
1.45 D	Os itens de acesso freqüente são fáceis de encontrar?		X				
1.46 S	As mãos dos trabalhadores ficam posicionadas na altura dos cotovelos?		X				
1.47 S	As tarefas repetitivas são minimizadas?		X				
1.48	As tarefas freqüentes evitam forças de contato elevadas?	X					

D							
1.49 S	As ferramentas especializadas servem para reduzir o estresse corporal?	X					
1.50 S	As estações de trabalho e o arranjo dos assentos estão de acordo com normas ergonômicas?	X					
1.51 D	Os trabalhadores possuem boa mobilidade para mudar entre a posição sentado e em pé?						ND
1.52 S	Os equipamentos foram projetados para facilitar a manutenção?						ND
1.53 S	Os arranjos lógicos dos controles e displays correspondem às expectativas do operador?						ND
1.54 S	Os controles e identificadores são adequadamente visíveis de todas as posições de trabalho relevantes?		X				
1.55 S	Todas as informações de operação significativas são arranjadas de maneira lógica?	X					
1.56 S	Os identificadores e controles relacionados estão agrupados (juntos)?		X				
1.57 S	Os controles são distinguíveis e fáceis de usar?		X				
1.58 S	Os displays fornecem informações adequadas para acessar o status de todo o processo, bem como os detalhes essenciais dos sistemas individuais?						ND
1.59 S	Os displays e indicações suportam os requisitos processuais?						ND
1.60 S	Os operadores fizeram alguma adaptação nos identificadores, controles ou equipamentos para melhor se adequarem às necessidades dos mesmos?						ND
1.61 S	Os controles estão conformes com estereótipos populacionais (cores, direção de movimento, etc.)?	X					
1.62 S	O layout dos painéis de controle refletem os aspectos funcionais do processo ou equipamento?		X				
1.63 D	O arranjo dos controles segue a seqüência lógica de operação?		X				
1.64 S	Existe um painel dedicado ao Desligamento de Emergência e está localizado em uma rota de fuga?						ND
1.65 D	Os operadores conseguem responder prontamente a distúrbios e condições de emergência?	X					
1.66 D	Os operadores e encarregados pela manutenção conseguem executar todas as rotinas requeridas e ações de emergência, dadas as condições físicas de arranjo dos equipamentos (ex.: fatores de riscos nas tarefas, como		X				

	equipamentos rotativos, superfícies quentes ou equipamentos com exaustão)?						
1.67 D	Os equipamentos que exigem ajustes ou ações manuais de emergência (ex.: desligamento emergencial) são facilmente identificáveis e acessíveis?		X				
TOTAL DE PONTOS = 88 (31%) ($r_i = 0,25$)							
2. Operações remotas							
2.1 S	Existe comunicação adequada com os trabalhadores de campo?			X			
2.2 S	Os operadores de painel conseguem sincronizar adequadamente com os operadores de campo?			X			
2.3 D	Os operadores de painel possuem informações operacionais em identificadores adequados?			X			
2.4 D	Os operadores de salas de controle têm contato visual e auditivo com os equipamentos que eles controlam (microfones, câmeras)?			X			
2.5 D	Existem outras atividades que possam distrair trabalhadores em salas de controle?			X			
2.7 D	O tempo de traslado da sala de controle à unidade é aceitável?			X			
2.8 S	Os operadores de sala de controle vão periodicamente ao campo de trabalho?			X			
TOTAL DE PONTOS = 35 60% ($r_i = 0,5$)							
3. Interface Homem-Máquina / Computadores / Áreas de Escape / Identificações							
3.1 S	As telas utilizam metáforas familiares (estrutura e funções do processo, tarefas, etc.)?			X			
3.2 S	Os textos são legíveis (tamanho e tipo da fonte)?			X			
3.3 S	As informações são apresentadas adequadamente (valores numéricos, mímicas, tabelas, tendências, gráficos de barras, etc.)			X			
3.4 S	As informações simbólicas, textuais e numéricas são apresentadas apropriadamente?			X			
3.5 S	O layout da tela utiliza apropriadamente os espaços vazios, ênfases e fontes?			X			
3.6 S	Existe espaço adequado entre as áreas de telas de controle?			X			

3.7 S	As telas e informações são prontamente identificáveis (uso de títulos, rótulos e ícones)?		X				
3.8 S	A informação é mostrada em um formato adaptável ao operador?		X				
3.9 S	As informações apropriadas e relevantes estão presentes?		X				
3.10 S,D	As telas fornecem somente as informações que os operadores necessitam (sem detalhes excessivos)?		X				
3.11 S	A informação está disposta de uma maneira apropriada e lógica?		X				
3.12 S,D	As informações mais importantes e utilizadas com mais frequência estão dispostas de uma maneira mais destacada?		X				
3.13 S	Os esquemas das telas correspondem com a atual configuração da planta?		X				
3.14 S	Existem rótulos textuais para ícones?		X				
3.15 S	Esta sendo utilizada uma codificação apropriada (formato, cor, alfanumérica)?		X				
3.16 S	As escolhas de cores correspondem às expectativas culturais?		X				
3.17 S	Os códigos de cores estão sendo utilizados de modo consistente?		X				
3.18 S	Para trabalhadores daltônicos, existem rótulos e códigos alternativos?						ND
3.19 S	O número e a combinação de cores são apropriados?						ND
3.20 S	As cores são distinguíveis?						ND
3.21 S	O contraste é utilizado para identificar e distinguir itens importantes?						ND
3.22 S	A tela é organizada?						ND
3.23 D	Os operadores podem mover e aplicar zoom nos displays?						ND
3.24 S	As informações são atribuídas às telas de uma maneira lógica?						ND
3.25 D	As telas apresentam as informações em uma seqüência lógica?						ND

3.26 S	O processo é subdividido adequadamente entre as telas?								ND
3.27 D	Existe uma navegação / ligação rápida, fácil e direta entre as páginas?								ND
3.28 D	O número de páginas que necessitam de monitoramento é gerenciável?								ND
3.29 D	Existe um balanço apropriado entre telas resumidas e detalhadas?								ND
3.30 S	O design e o layout das telas são consistentes?								ND
3.31 S	A terminologia das telas é consistente?								ND
3.32 S	O projeto das telas corresponde às expectativas dos usuários (experiências prévias, normas culturais, normas da companhia e normas de venda)?								ND
3.33 D	O número de telas de identificadores é suficiente?								ND
3.34 D	As telas podem ser acessadas de modo rápido e fácil?								ND
3.35 D	As mudanças de processos são facilmente identificáveis?	X							
3.36 D	É fácil confirmar que o sistema esta operando normalmente?	X							
3.37 D	Os operadores conseguem diagnosticar falhas prontamente?	X							
3.38 S	Existem displays seqüenciais para processos em batelada ou seqüência?		X						
3.39 D	As informações são mostradas em um ritmo adequado ao operador?		X						
3.40 S	Os alarmes estão em formatos e locais adequados?		X						
3.41 S	As indicações de alarmes estão separadas das indicações do status da planta?		X						
3.42 S,D	Os alarmes são priorizados?		X						
3.43 S,D	Os alarmes relacionados estão agrupados?		X						
3.44 D	Alarmes incômodos foram eliminados?		X						

3.45 S	São fornecidas indicações de restabelecimento das condições normais?	X						
3.46 D	As configurações dos alarmes são ajustadas de acordo com o modo de operação do processo?							ND
3.47 D	Alarmes em cascata são suprimidos?							ND
3.48 S	Existe uma escolha do modo de apresentação dos alarmes em painel de controle?							ND
3.49 S,D	O projeto dos alarmes é adequado e inclui modo auto-silencioso?							ND
3.50 D	Existem maneiras apropriadas de reconhecer os alarmes?							ND
3.51 D	Existem condições para manuseio de alarmes abafados?							ND
3.52 D	Todos os sons dos identificadores / alarmes são significativos para os operadores?							ND
3.53 S	Os refúgios foram projetados de maneira clara?		X					
3.54 S	Existe espaço suficiente para acomodar os que deveriam ser abrigados lá, bem como qualquer atividade de resposta emergencial em curso?		X					
3.55 S	Existe uma área projetada e suprimentos para os que precisarem de cuidados médicos?	X						
3.56 S	Existe EPI suficiente caso uma evacuação seja necessária?		X					
3.57 S	Existem projetos de rotas de fuga?		X					
3.58 S	Existem abrigos alternativos projetados?		X					
3.59 S	Os utilitários dos abrigos (força, ventilação, sanitários) são suficientes para o número esperado de pessoas e para o tempo de duração do evento?	X						
3.60 S	Existem maneiras adequadas de comunicação?		X					
3.61 S	Os trabalhadores são treinados nos procedimentos referentes aos refúgios?		X					

3.62 S	A visualização dos identificadores está desobstruída por outros adjacentes?		X				
3.63 S	Os identificadores estão nas superfícies mais planas e lisas?		X				
3.64 S	Os identificadores estão no chassi do equipamento principal?		X				
3.65 S	Os identificadores estão posicionados para minimizar o desgaste?		X				
3.66 S	Os identificadores estão posicionados para minimizar o acúmulo de graxa e poeira?		X				
3.67 S	Os identificadores previnem perda ou remoção acidental?		X				
3.68 D	Os identificadores são facilmente legíveis dos locais normais de trabalho?		X				
3.69 D	Os sinais para alertar os trabalhadores sobre condições ou materiais perigosos são adequadamente visíveis e compreensíveis?		X				
3.70 D	Os sinais adequados estão postados em locais de limpeza e manutenção para alertar os trabalhadores de perigos únicos ou especiais?		X				
3.71 S	Todos os equipamentos importantes (subsistemas, tubos, válvulas, instrumentos, controles, etc.) possuem identificadores claros e não ambíguos?						ND
3.72 S	O programa de identificação inclui componentes (ex.: válvulas pequenas) que são mencionados nos procedimentos mesmo que eles não possuam um número de equipamento registrado?		X				
3.73 S	Os instrumentos e controles da planta estão claramente identificados?			X			
3.74 S	Os identificadores estão certos?			X			
3.75 S	Os identificadores estão de acordo com os estereótipos populacionais?			X			
3.78 S	Os identificadores fornecem informação suficiente para identificar equipamentos de maneira inequívoca?			X			
3.79 S	Os identificadores correspondem aos procedimentos e aos desenhos ?			X			
3.80 S	Existe um responsável por manter atualizado estes identificadores ?			X			
TOTAL DE PONTOS = 106 (39%) ($f_i = 0,25$)							

4. Treinamento						
4.1 S	As exigencias da organização estão incorporados?			X		
4.2 S	Os trabalhadores são enviados aos treinamentos como planejado?			X		
4.3 S	Os treinamentos iniciais e de reciclagem estão definidos?	X				
4.4 S	As descrições de trabalho estão correlacionadas com os requisitos de treinamento?	X				
4.5 S	Exigências de desempenho contra padrões estão estabelecidos?	X				
4.6 S	Existem meios de demonstrar que os trabalhadores entenderam o treinamento específico?	X				
4.7 S	Padrões para os instrutores estão estabelecidos?	X				
4.8 S	Os treinamentos estão definidos por função e atividade?		X			
4.9 S	Treinamentos localizados no posto de trabalho são especificados quando aplicáveis?	X				
4.10 S	Os operadores de processo e trabalhadores de manutenção recebem treinamentos adequados de confiabilidade e de segurança antes de trabalharem sem supervisão direta?	X				
4.11 S	Existem programas de reciclagem periódica?		X			
4.12 S	Os programas de reciclagem incluem em sua preparação atualização de situações anormais de operação?	X				
4.13 S	Os programas de reciclagem variam com o objetivo de manter o interesse dos trabalhadores?	X				
4.14 S	Os operadores são treinados quando modificações são efetuadas, explicando porque as modificações foram efetuadas e como a segurança dos trabalhadores pode ser afetada pela modificação?	X				
4.15 S	Novas tecnologias, informações e lições aprendidas com acidentes são incorporadas aos treinamentos?	X				
4.16 S	Registros de treinamento são mantidos?		X			
4.17 S	Os operadores e trabalhadores de manutenção são apropriadamente treinados para ações em situações de emergência?		X			

TOTAL DE PONTOS = 25						
(29%)($r_i = 0,25$)						
5. Comunicação / Projeto e uso de Documentos						
5.1 S	Existe uma língua oficial para a instalação?		X			
5.2 S	Existe um dicionário de termos padrões na instalação?		X			
5.3 S	Existe um padrão usado para comunicação de informações entre turnos de trabalho?	X				
5.4 S	Existe um formulário padrão para comunicação de informações entre turnos de trabalho?	X				
5.5 D	Existem repetições de informação para comunicação oral?	X				
5.6 D	Os equipamentos de comunicação são adequados e de fácil acesso?	X				
5.7 S						
5.7 S	Os meios de comunicação são adequados aos usuários?	X				
5.8 S	A documentação é de fácil navegação para pesquisas?	X				
5.9 S	As documentações são acessíveis quando procuradas?	X				
5.10 S	A documentação é atualizada e revalidada?	X				
TOTAL DE PONTOS = 22						
(44%)($r_i = 0,25$)						
6. Fatores Ambientais						
6.1 S	A pressão sonora no ambiente de trabalho esta em nível tolerável?	X				
6.2 S	As vibrações existentes estão em níveis toleráveis?	X				
6.3 S	A temperatura do ambiente encontra-se em faixas confortáveis?	X				
6.4 S	O nível de qualidade do ar é mantido em níveis toleráveis?	X				

6.5 S	O nível de iluminância está suficiente para todas as atividades operacionais e de emergência?		X				
6.6 S	Aspectos gerais de ambiente são favoráveis a um bom desempenho das atividades (umidade, sujidade, piso escorregadio)		X				
TOTAL DE PONTOS = 12 (40%)($r_i = 0,25$)							
7. Cargas de Trabalho / Níveis de Pessoal / Atividades Manuais com Materiais							
7.1 D	O nível de esforço das atividades é compatível para todos os operadores?		X				
7.2 D	Existem suficientes demandas de atividades normais para manter a atenção dos operadores?	X					
7.3 D	Os trabalhadores são habilitados para efetuar as atividades de acordo com os procedimentos em tempo necessário?		X				
7.4 D	O grupo de operadores é suficiente para todos os modos operacionais (normal e emergência)?	X					
7.5 D	Podem ser acionados rapidamente mais trabalhadores de outras áreas ou de outras fábricas para ajuda em situações de emergência?	X					
7.6 D	Existem operadores somente de salas de controle ou eles têm que efetuar outras tarefas?		X				
7.7 D	Os operadores conseguem efetuar todos os ajustes necessários durante situações normais e de emergência (sem um excessivo numero de ajustes necessários)?	X					
7.8 D	As salas de controle e identificadores atendem às necessárias respostas dos operadores a situações de emergência e ou transientes?		X				
7.9 D	Existe tempo suficiente para retorno adequado e controle para os operadores se recuperarem de erros cometidos?			X			
7.10 D	Existem recursos no local para limitar exposição de operadores a ambientes hostis (ex: muito quente, muito frio, espaços confinados e outros)?		X				
7.11 S	Existem intervalos de trabalho durante um turno de trabalho para evitar fadiga?		X				
7.12 S	Existem intervalos de trabalho entre turnos de trabalho para evitar fadiga?		X				
7.13 S	O rodízio de turnos de trabalho é planejado para minimizar os efeitos no ritmo circadiano?		X				
7.14	Os efeitos de duração e de rotatividade são considerados no estabelecimento		X				

S	de tarefas?							
7.15 S	Existem limites para o total de horas trabalhadas consecutivamente, dias ou semanas?		X					
7.16 S	Existe um número planejado de homens- hora para início de operação de fábricas, mudanças de modo operatório, períodos de altas taxas de produção de modo que o desempenho e a segurança das tarefas não seja comprometida?		X					
7.17 S	O ambiente de trabalho é projetado para minimizar o impacto do rodízio de turnos de trabalho?		X					
7.18 S	Existem diagnósticos de casos de distúrbios muscoesqueléticos?							ND
7.19 S	Os trabalhadores reclamam de irritações ou dores depois de efetuarem certas tarefas?							ND
7.20 S	Existem atividades que são evitadas pelos operadores?							ND
7.21 S	Existem atividades que envolvem movimentos verticais longos ou que necessitem de longas distâncias de deslocamento?							ND
7.22 S	Os trabalhadores necessitam trabalhar em posturas inadequadas ou em posições fixas?							ND
7.23 S	Existem atividades que exigem esforços repetitivos por longos períodos?			X				
7.24 S	Existem atividades que requerem intensos esforços de empurrar ou puxar?	X						
7.25 S	Os trabalhadores são requisitados a manusear cargas muito grandes, instáveis ou difíceis de pegar?	X						
7.26 S	Os trabalhadores movimentam cargas pesadas ?	X						
7.27 S	Os trabalhadores se esforçam demasiadamente para completar tarefas?	X						
7.28 S	Existem métodos e condições de trabalho definidos nos controles de trabalhadores?			X				
7.29 S	Os requisitos de uso de EPI são condizentes com as atividades normais e de emergência?	X						
TOTAL DE PONTOS = 42 (35%) ($f_i = 0,25$)								
8. Cultura de Segurança / Segurança Baseado em Comportamento								

8.1 S	A segurança é enfatizada em relação a produtividade e rentabilidade?	X					
8.2 S	Os sistemas de segurança são mantidos em boas condições de e organizados?		X				
8.3 S	A gerência é visivelmente envolvida e comprometida com a segurança?	X					
8.4 S	Existem comunicações freqüentes sobre segurança e um livre debate sobre lições aprendidas?	X					
8.5 S	Existe o envolvimento de diversos temas em avaliações de riscos?	X					
8.6 S	Existem no local suficiente recursos para saúde e segurança?	X					
8.7 S	Os operadores são suficientemente treinados para desarmar o processo quando em dúvida sobre condições seguras para continuar operando ?	X					
8.8 S	Existe um bom nível de credibilidade entre a gerencia e os trabalhos de chão de fábrica?		X				
8.9 S	Os trabalhadores possuem poder para parar as atividades se sentirem inseguros?	X					
8.10 S	As áreas de trabalho são em geral limpas?			X			
8.11 S	Existem controles administrativos de instrumentos, indicadores ou controles que são deliberadamente 'by passados' e como eles retornam a operação?	X					
8.12 D	Os operadores usam suficientemente procedimentos para situações anormais ou de emergência ?	X					
8.13 S	Foram levantadas as tarefas críticas?	X					
8.14 S	Os trabalhadores observam e orientam outros trabalhadores nas atividades de trabalho?	X					
8.15 S	Os trabalhadores possuem iniciativa de corrigir o comportamento de qualquer outro trabalhador (incluindo contratados) que não estão seguindo comportamentos adequados de segurança?	X					
8.16 S	Os trabalhadores identificam as causas que levam a comportamentos inseguros?	X					
8.17 S	Os gestores disponibilizam prontamente recursos para corrigir causas de comportamentos inseguros?	X					
8.18 S	Os operadores e trabalhadores de manutenção são treinados para solicitar assistência e recursos quando eles sentem necessidade dos mesmos para	X					

	executar adequadamente uma tarefa?						
TOTAL DE PONTOS = 22							
(24%) ($r_i = 0,25$)							
9. Procedimentos							
9.1 S	O procedimento é conciso e fácil de ser usado?		X				
9.2 S	O nível de detalhamento é apropriado (considerando o posto de trabalho e a complexidade da atividade)?	X					
9.3 S	As instruções condicionais são suficientes para serem entendidas?	X					
9.4 S	Se uma ação requer mais de dois requisitos, estes requisitos estão descritos?		X				
9.5 S	Cálculos necessários estão claros e entendíveis?	X					
9.6 S	Para cálculos complicados ou críticos existe uma fórmula ou tabela incluída (disponível) ou referenciada?						ND
9.7 S	Os gráficos, cartas, e tabelas podem ser facilmente extraídas e interpretadas?						ND
9.8 S	As etapas são escritas em textos pequenos e concisos?						ND
9.9 S	A terminologia usada é consistente para os mesmos componentes e atividades?						ND
9.10 S	O procedimento contém espaços em brancos desnecessários?						ND
9.11 S	Os procedimentos possuem tabuladores de texto que permitem localizar rapidamente os mesmos?						ND
9.12 S	Existem linhas ou espaços em branco que permitem separar itens ou grupos de itens relacionados?						ND
9.13 S	A fonte utilizada é 'Times Roman'?						ND
9.14 S	A letra fonte de texto possui tamanho consistente e no mínimo tamanho 12 ?						ND
9.15 S	Letras maiúsculas são usadas para títulos maiores?						ND
9.16 S	O texto é justificado á esquerda?						ND
9.17	As etapas são identificadas pelos seus números próprios e únicos ?						ND

S								
9.18 S	Cada etapa é listada na seqüência que ela deve ser efetuada?							ND
9.19 S	Cada etapa inicia com um verbo que indica ação?							ND
9.20 S	PRECAUÇÕES, AVISOS e NOTAS são postos imediatamente antes da etapa para a qual se aplicam?							ND
9.21 S	Estão PRECAUÇÕES, AVISOS e NOTAS destacados das etapas do procedimento?							ND
9.22 S	Os fluxogramas de processo e de instrumentação (P&IDs) estão impressos em anexos às etapas que incluem o uso dos mesmos?							ND
9.23 S	Se são usados critérios ou condições de trabalho para ajudar o trabalhador a tomar uma decisão ou reconhecer uma situação, esses critérios precedem a ação?	X						
9.24 S	O procedimento está escrito para o mais baixo nível intelectual de trabalhador do grupo?		X					
9.25 S	Situações extremas são descritas no procedimento, se aplicáveis?		X					
9.26 S	O título do procedimento descreve de modo adequado a natureza da atividade?							ND
9.27 S	Se o procedimento possui mais do que cinco folhas, ele possui uma lista de conteúdo ou índice na primeira folha?							ND
9.28 S	A primeira folha do procedimento possui título, objetivo, experiência, referências, equipamentos especiais, precauções, prévios requisitos, autor e aprovador?		X					
9.29 S	Existem controles em todas as páginas do tipo: Nome, identificador, título, número, data de emissão, data de aprovação, número de revisão, número de página e total de páginas.							ND
9.30 S	A última página do procedimento está claramente identificada?							ND
9.31 S	Procedimentos temporários estão claramente identificados?							ND
9.32 S	Cada procedimento possui um único e permanente identificador?							ND
9.33 S	Para processo duplos os procedimentos estão completos e completos para cada processo?		X					
9.34 S	Todas as informações necessárias para cumprir o procedimento estão inclusas ou referenciadas no mesmo?		X					

9.35 S	O procedimento possui todas as etapas necessárias para completar a tarefa?		X				
9.36 S	O procedimento condiz com o modo pelo qual a atividade é efetuada na prática?	X					
9.37 S	Todos os itens referenciados no procedimento estão listados na seção de referências do mesmo?						ND
9.38 S	Os itens listados na seção de referências estão corretas e completamente identificados?						ND
9.39 S	Existe uma lista de referencias utilizadas como suporte ao procedimento?						ND
9.40 S	Se existe mais de uma pessoa para executar o procedimento, está identificada a pessoa que executa cada etapa?		X				
9.41 S	Etapas que podem ser executadas simultaneamente estão devidamente destacadas?		X				
9.42 S	Existe uma sinalização ou identificação para a verificação das etapas críticas do procedimento?	X					
9.43 S	Se o procedimento requer coordenação com outros, existe uma lista de conferência, sinalização, ou outro método para indicar que as etapas ou ações foram completadas?						ND
9.44 S	Se uma etapa possui mais de dois itens, as ações podem ser executadas simultanea ou separadamente?						ND
9.45 S	Se ações múltiplas são incluídas numa etapa única, estas ações podem ser desempenhadas simultaneamente ou individualmente?						ND
9.46 S	Etapas que devem ser executadas sequencialmente estão assim identificadas?		X				
9.47 S	Limites operacionais ou parâmetros de manutenção ou especificações estão escritos em termos quantitativos?	X					
9.48 S	O procedimento possui instruções para todas as contingências razoáveis ?	X					
9.49 S	Se instruções contingenciais são usadas, o estabelecido nas contingências precedem a seqüência que é estabelecida para a ação?		X				
9.50 S	Procedimentos que definem posição de válvulas, configuração de tubulações e quadros de manobras para conexões de transferência: especificam cada item com um único numero indicador, específico para a posição que o item tem que ser posicionado e descreve onde esta marcada esta identificação, quando aplicável?		X				
9.51 S	Procedimentos para emergências possuem previsões para: associação de condições para a emergência (condições iniciais), ações automáticas		X				

	associadas com a emergência e o desempenho de ações críticas?						
9.52 S	Os procedimentos de emergência possuem guias adequados para diagnose de sistemas que excedem os parâmetros de controle?		X				
9.53 S	O procedimento pode ser usado de modo seguro sem acarretar novos riscos?		X				
9.54 S	Os procedimentos de manutenção incluem requisitos de ações de acompanhamentos ou testes e indicam quem deve ser informado?		X				
9.55 S	Se alguém com qualificação especial deve desempenhar a tarefa este requerimento é identificável?	X					
9.56 S	Existe um conjunto completo de procedimentos disponível para uso dos trabalhadores?		X				
9.57 S	O procedimento cobre todos as condições operacionais em detalhes (partida, parada operação normal, em espera, em manutenção, etc.)?		X				
9.58 S	Os parâmetros limites operacionais estão documentados assim como as ações, caso ocorram desvios destes limites?		X				
9.59 S	Os procedimentos indicam o uso de EPI necessários para a execução das atividades?		X				
9.60 S	Os procedimentos estão apropriados (realmente refletem o modo como o trabalho é executado)?		X				
9.61 S	Existe um responsável para manter atualizados os procedimentos, de modo que recolha procedimentos obsoletos e redistribua as versões atuais para assegurar que os trabalhadores estão usando a mais atual versão?	X					
9.62 S	Notas ou instruções temporárias são incorporadas em revisões de procedimentos tão logo quanto praticáveis?	X					
TOTAL DE PONTOS = 55 (33%) ($f_i = 0,25$)							
10. Manutenção e Sistemas Instrumentados de Segurança							
10.1 S	Situações críticas de manutenção estão identificadas?			X			
10.2 S	Os equipamentos estão projetados para as atividades de manutenção?	X					
10.3 S	Ocorrem autoverificações durante atividades de manutenção?			X			
10.4 S	Existem verificações após manutenções para detectar possíveis erros?			X			
10.5	Existem ferramentas adequadas para serem usadas quando necessárias?			X			

S							
10.6 S	Existem ferramentas necessárias para o desempenho eficiente e seguro de qualquer atividade de manutenção?			X			
10.7 S	Existe uma margem adequada entre limites operacionais de sistemas de segurança e as condições normais?		X				
10.8 S	Existe um procedimento documentado para o 'by pass' de sistemas de segurança?			X			
10.9 S	Existe registro dos sistemas e intertravamentos que se encontram em 'by pass'?			X			
10.10 S	O reinício de sistemas de segurança é automático?			X			

TOTAL DE PONTOS = 27

(54%) ($R_i = 0,75$)

11. Preparação para Emergências / Análises Qualitativa de Riscos / Controle de Modificações / Práticas Seguras e Permissão de Serviço / Competências Gerenciais							
11.1 S	Existe um plano de resposta a emergências?		X				
11.2 S	Existe uma estrutura de comando para emergências?		X				
11.3 S	Os trabalhadores foram treinados em suas responsabilidades em caso de emergências?	X					
11.4 S	Existem equipamentos de emergência adequados, disponíveis e acessíveis durante a emergência?		X				
11.5 S	Os meios de comunicação são devidamente confiáveis para uso em uma emergência?		X				
11.6 S	Os operadores praticam as respostas a emergências em condições reais (usando equipamentos de proteção com iluminação de emergência, etc)?		X				
11.7 S	Os operadores praticam respostas a emergências durante condições extremas ambientais (Ex: à noite ou quando está muito frio)?		X				
11.8 S	São conduzidos exercícios periódicos de emergência?	X					
11.9 S	Os exercícios de emergência são acompanhados por observadores e criticados?	X					
11.10 S	As rotas de evacuação de emergência e pontos de encontro estão claramente demarcados?		X				
11.11	Os fatores humanos são levados em conta nas análises de riscos dos	X					

S	processos?						
11.12	São coletados os dados de probabilidade de falha humana?	X					
11.13	As probabilidades de erros críticos são analisadas?	X					
11.14	Os equipamentos que exigem ajustes ou ações manuais de emergência (ex.: desligamento emergencial) são facilmente identificáveis e acessíveis?			X			
11.15	Os trabalhadores seguem o sistema de controle de modificações, mesmo em caso de modificações temporárias ou não documentadas ?	X					
11.16	Os trabalhadores estão treinados nos procedimentos de controle de modificação?	X					
11.17	As modificações são revistas de maneira sistemática e em tempo adequado?	X					
11.18	O sistema de Permissão de Serviço (PS) especifica a qualificação do trabalhador?			X			
11.19	O sistema de PS requer explicações antes da execução dos trabalhos?			X			
11.19	A PS é disponibilizada e afixada no local de trabalho?			X			
11.20	A PS é avalizada por outros grupos afetados?			X			
11.21	O sistema de PS identifica precauções e verifica o atendimento das mesmas?			X			
11.22	O sistema de PS assegura que está sendo trabalhado o equipamento correto?			X			
11.23	O sistema de PS requer verificações cruzadas?			X			
11.24	O sistema de PS requer autorização da gerência ou da supervisão para atividades específicas?			X			
11.25	O sistema de PS é sempre usado?			X			
11.26	O sistema de PS identifica os principais perigos?			X			
11.27	As competências gerenciais estão claramente definidas?	X					

S							
11.28 S	Os trabalhadores são admitidos e selecionados baseado em requisitos de competência?		X				
11.29 S	A competência do trabalhador é avaliada inicialmente e periodicamente?	X					
11.30 S	Os registros de competência são arquivados?		X				
TOTAL DE PONTOS = 62 (41%) ($r_i = 0,5$)							
12. Investigação de Incidentes							
12.1 S	Os critérios para informação de acidentes ou incidentes estão definidos?		X				
12.2 S	Os acidentes ou incidentes são imediatamente investigados?	X					
12.3 S	Os investigadores de acidentes ou incidentes são devidamente treinados ?	X					
12.4 S	As investigações de acidentes e ou incidentes apontam as causas raízes (falhas do sistema de gestão)?		X				
12.5 S	As ações corretivas são implantadas com o acompanhamento de planos de ação?		X				
TOTAL DE PONTOS = 8 (32%) ($r_i = 0,25$)							