INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**APLICAÇÃO DA METODOLOGIA FUZZY NA QUANTIFICAÇÃO DA
PROBABILIDADE DE ERRO HUMANO EM INSTALAÇÕES NUCLEARES**

CLAUDIO SOUZA DO NASCIMENTO

Dissertação apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear – Reatores.

Orientador:

Dr. Roberto Navarro de Mesquita

SÃO PAULO

2010

AGRADECIMENTOS

Expresso os meus sinceros agradecimentos,

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, pelo acesso às instalações do Reator de Pesquisa IEA-R1;

Ao Centro de Engenharia Nuclear – CEN por apoiar o desenvolvimento deste trabalho;

Ao Prof. Dr. Roberto Navarro de Mesquita pela competência na orientação desta dissertação, dedicação e imprescindível apoio durante todo o desenvolvimento do trabalho, mas, principalmente, pela confiança e compreensão;

Ao Prof. Dr. Paulo Henrique Ferraz Masotti pelo apoio dado desde o início da jornada, tanto na participação de bancas examinadoras como na contribuição com idéias que enriqueceram o trabalho;

Ao Sr Roberto Frajndlich pela disponibilização das instalações do Reator de Pesquisa IEA-R1 e dos seus operadores para a realização deste trabalho;

Ao Sr Walter Ricci pela colaboração com informações indispensáveis para a elaboração dos questionários e pela administração das avaliações junto aos operadores do Reator de Pesquisa IEA-R1;

À minha esposa Cecília e aos meus filhos Priscila e Caio, pela compreensão das ausências, pela esperança e pelo incentivo sempre recebido;

E por fim, não poderia ser esquecida a valiosa contribuição de toda a equipe de operadores do Reator IEA-R1, que sem a qual, este trabalho não poderia ter sido realizado.

APLICAÇÃO DA METODOLOGIA FUZZY NA QUANTIFICAÇÃO DA PROBABILIDADE DE ERRO HUMANO EM INSTALAÇÕES NUCLEARES

Claudio Souza do Nascimento

RESUMO

Neste trabalho foram obtidas estimativas das Probabilidades de Erro Humano (PEH) das ações dos operadores do Reator de Pesquisa IEA-R1 do IPEN, em resposta a uma hipótese de situação de emergência, e realizada uma avaliação dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano (PSF) potencialmente influentes naquelas ações. A avaliação dos PSF foi realizada com a finalidade de classificá-los de acordo com o seu nível de influência nas ações e de determinar o estado atual destes PSF na instalação. Tanto a obtenção das PEH, como também a avaliação dos PSF, foram realizadas por meio do processo de Avaliação por Especialistas, através de entrevistas e questionários. O grupo especialista foi composto a partir dos próprios operadores do Reator IEA-R1. A representação do conhecimento dos especialistas em expressões lingüísticas e a geração de valores que representam o consenso das avaliações do grupo especialista deram-se pelo emprego da Lógica *Fuzzy* e da Teoria dos Conjuntos *Fuzzy*. Os valores obtidos para as PEH foram comparados com dados utilizados pela literatura afim e se mostraram satisfatórios para ações similares, corroborando a metodologia proposta como uma boa alternativa a ser empregada em métodos de Análises de Confiabilidade Humana (ACH).

HUMAN ERROR PROBABILITY QUANTIFICATION USING FUZZY METHODOLOGY IN NUCLEAR PLANTS

Claudio Souza do Nascimento

ABSTRACT

This work obtains Human Error Probability (HEP) estimates from operator's actions in response to emergency situations a hypothesis on Research Reactor IEA-R1 from IPEN. It was also obtained a Performance Shaping Factors (PSF) evaluation in order to classify them according to their influence level onto the operator's actions and to determine these PSF actual states over the plant. Both HEP estimation and PSF evaluation were done based on Specialists Evaluation using interviews and questionnaires. Specialists group was composed from selected IEA-R1 operators. Specialist's knowledge representation into linguistic variables and group evaluation values were obtained through Fuzzy Logic and Fuzzy Set Theory. HEP obtained values show good agreement with literature published data corroborating the proposed methodology as a good alternative to be used on Human Reliability Analysis (HRA).

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO.....	1
1.1 Considerações iniciais.....	1
1.2 O papel do erro humano na ocorrência de acidentes.....	2
1.3 O problema com os dados de erro humano.....	7
1.4 Motivação do trabalho.....	8
2 OBJETIVO E ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO	9
3 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	11
3.1 Um panorama das bases de dados de erro humano.....	11
3.2 A avaliação por especialistas empregada na obtenção de probabilidades de erro humano	16
3.3 A metodologia fuzzy aplicada na avaliação por especialistas	19
4 METODOLOGIA.....	21
4.1 Fundamentação Teórica	21
4.1.1 Introdução	21
4.1.2 Erro humano	21
4.1.3 Os fatores humanos no ciclo de vida dos sistemas.....	24
4.1.4 Análise da confiabilidade humana (ACH)	26
4.1.5 Probabilidade de ocorrência de erro humano (PEH)	31
4.1.6 Fatores de influência no desempenho humano (PSF)	32
4.1.7 A importância do erro humano em uma análise probabilística de segurança (APS)	35
4.1.8 Introdução à lógica fuzzy	41
4.1.9 Sistemas de lógica fuzzy (SLF)	50
4.1.10 Descrição operacional do reator de pesquisa IEA-R1	52
4.2 Desenvolvimento da metodologia	61
4.2.1 Introdução	61
4.2.2 Apresentação da proposta de trabalho aos operadores do reator IEA-R1	61
4.2.3 Elaboração dos questionários de avaliação	62
4.2.4 Apresentação e distribuição dos questionários aos operadores	69
4.2.5 Composição do grupo especialista	70

4.2.6 Desenvolvimento dos sistemas de lógica fuzzy (SLF)	71
5 APRESENTAÇÃO DOS RESULTADOS	92
6 ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS	103
7 CONCLUSÕES	110
APÊNDICE A - Caderno de questionários de avaliação	112
APÊNDICE B – Bases de regras dos SLF	125
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	132

LISTA DE TABELAS

	Página
TABELA 4.1-1 - Principais PSF para um sistema homem-máquina.....	34
TABELA 4.2.5-1 – Critério de cálculo do grau de importância do especialista (GIE)...	70
TABELA 4.2.5-2 – Atribuição dos GIE aos especialistas.....	71
TABELA 4.2.6-1 - Variáveis lingüísticas para os SLF da INFL_PSF.....	75
TABELA 4.2.6-2 - Variáveis lingüísticas para os SLF da SIT_PSF.....	75
TABELA 4.2.6-3 - Variáveis lingüísticas para os SLF das PEH.....	76
TABELA 4.2.6-4 – Definição das bases de regras para a implementação.....	78
TABELA 4.2.6-5 - Base de regras do SLF do nível de influência dos PSF (B1).....	79
TABELA 4.2.6-6 - Bases de regras do SLF do nível de influência dos PSF (B2).....	80
TABELA 5-1 – Avaliação do nível de influência dos PSF pelo grupo especialista.....	93
TABELA 5-2 – Avaliação da situação atual dos PSF pelo grupo especialista.....	94
TABELA 5-3 – Avaliação das PEH pelo grupo especialista.....	95
TABELA 5-4 – Resultado global das avaliações da influência dos PSF.....	97
TABELA 5-5 – Resultado global das avaliações da situação atual dos PSF.....	99
TABELA 5-6 – Resultado global das avaliações das estimativas das PEH.....	101
TABELA 6-1 – Erros de omissão na execução de uma tarefa.....	105
TABELA 6-2 – Erros de comissão na operação de controles.....	106
TABELA 6-3 – Erros na seleção de mostradores.....	107
TABELA 6-4 – Erros de comissão na leitura de mostradores.....	108

LISTA DE FIGURAS

	Página
FIGURA 4.1-1 - Função de pertinência crescente.....	44
FIGURA 4.1-2 - Função de pertinência decrescente.....	44
FIGURA 4.1-3 - Função de pertinência trapezoidal.....	45
FIGURA 4.1-4 - Função de pertinência triangular.....	45
FIGURA 4.1-5 - União de dois conjuntos <i>fuzzy</i>	46
FIGURA 4.1-6 - Intersecção de dois conjuntos <i>fuzzy</i>	47
FIGURA 4.1-7 - Complemento de um conjunto <i>fuzzy</i>	47
FIGURA 4.1-8 - Sistema de inferência <i>fuzzy</i>	51
FIGURA 4.1.9 - Piscina do Reator.....	54
FIGURA 4.1.10 - Placa matriz do núcleo do reator.....	55
FIGURA 4.1-11 - Layout da sala de controle do reator.....	56
FIGURA 4.2.3-1 – Modelo para avaliação do nível de influência dos PSF.....	64
FIGURA 4.2.3-2 – Modelo para avaliação da situação atual dos PSF.....	66
FIGURA 4.2.3-3 – Modelo para avaliação das PEH.....	68
FIGURA 4.2.6-1 - Estrutura para um único SLF.....	72
FIGURA 4.2.6-2 - Estrutura clássica para SLF hierárquicos.....	73
FIGURA 4.2.6-3 - Estrutura hierárquica para os SLF.....	74
FIGURA 4.2.6-4 - Interface de propriedades do FIS.....	83
FIGURA 4.2.6-5 – Modelos de funções de pertinência	84
FIGURA 4.2.6-6 – Funções de pertinência da variável E4 do SLF INFL_ PSF.....	85
FIGURA 4.2.6-7 – Funções de pertinência da variável E5 do SLF INFL_ PSF.....	86
FIGURA 4.2.6-8 – Funções de pertinência da variável E6 do SLF INFL_ PSF.....	87
FIGURA 4.2.6-9 – Funções de pertinência da variável E7 do SLF INFL_ PSF.....	88
FIGURA 4.2.6-10 – Funções de pertinência da variável de saída do SLF INFL_ PSF.....	89
FIGURA 4.2.6-11 – Edição da base de regras (B1) do SLF INFL_ PSF.....	90
FIGURA 4.2.6-12 – Visualização do processo de inferência <i>fuzzy</i> do SLF INFL_ PSF.....	91

LISTA DE ABREVIATURAS

AAE	Análise de Árvore de Eventos
AAF	Análise de Árvore de Falhas
ACH	Análise da Confiabilidade Humana
AIChE	American Institute of Chemical Engineers
APS	Análise Probabilística de Segurança
ASEP	Accident Sequence Evaluation Program
ATHEANA	A Technique for Human Event Analysis
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CRPq	Centro do Reator de Pesquisas
EEH	Evento de Erro Humano
FIS	Fuzzy Inference System
GIE	Grau de Importância do Especialista
IAEA	International Atomic Energy Agency
INFL_PSF	Nível de Influência dos PSF
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OR	Operador de Reator
OSR	Operador Sênior de Reator
PEH	Probabilidade de Erro Humano
PSF	Performance Shaping Factor
RAS	Relatório de Análise de Segurança
SCRAM	Safety Control Rod Axe Man
SIT_PSF	Situação Atual dos PSF
SLF	Sistema de Lógica <i>Fuzzy</i>
SLIM	Success Likelihood Index Methodology
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction
TMI	Three Mile Island

1 INTRODUÇÃO

1.1 Considerações iniciais

As vantagens econômicas provenientes de plantas cada vez maiores, fez com que os sistemas complexos, como usinas nucleares, plantas químicas e industriais, crescessem em tamanho e complexidade a uma taxa muito rápida. Com relação às usinas nucleares, mais de 430 plantas estão atualmente operando em 30 países ao redor do mundo. A parte nuclear da produção total de eletricidade é de cerca de 20 % na República Checa e nos Estados Unidos e quase 78 % na França e Lituânia. No Brasil esta proporção era de 2,2 % em 2005 e chegou a 3,2 % em 2008, com Angra 1 e Angra 2 operando em conjunto. Em todo o mundo, a energia nuclear gera cerca de 16% do total da eletricidade produzida (Subramanian, 1999).

A segurança dessas instalações nucleares é fundamental. Cada aspecto de uma planta nuclear deve ser rigorosamente verificado e controlado por entidades reguladoras nacionais para garantir a segurança em todo o ciclo da instalação. Estes aspectos incluem o projeto, a construção, o comissionamento, a operação experimental, a operação comercial, a manutenção, os melhoramentos da planta, as doses de radiação para os trabalhadores, o gerenciamento dos resíduos radioativos e, finalmente, o descomissionamento da planta (IAEA 50-p-10, 1995).

No Brasil, a entidade reguladora com essas atribuições é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que estabelece normas e regulamentos em radioproteção, licenciamento, fiscalização e controle das atividades nucleares no País. A CNEN desenvolve ainda pesquisas na utilização de técnicas nucleares em benefício da sociedade.

Todas as atividades relacionadas à área nuclear passam pelo crivo de diversas normas da CNEN, mas a principal delas é a que autoriza o funcionamento dos empreendimentos, a NE 1.04 da CNEN - Licenciamento de Instalações Nucleares (CNEN-NE-1.04, 2002) - que tem como objetivo regular o processo de licenciamento de instalações nucleares e radioativas. Esse processo compreende um conjunto de atividades que visam garantir o cumprimento das normas regulatórias e, portanto, garantir o uso seguro e pacífico da energia nuclear no país. O processo estabelecido se aplica às atividades relacionadas com a localização, construção e operação de instalações nucleares.

Analisando a CNEN-NE-1.04 (2002), conclui-se que o seu princípio básico é a garantia da segurança do público interno e externo. A segurança de uma instalação nuclear visa fundamentalmente garantir, em todo o seu tempo de funcionamento e, mesmo em uma situação de acidente, as seguintes funções básicas: o controle da reação nuclear em cadeia no núcleo do reator; remoção de calor do núcleo; e a contenção dos materiais radioativos.

Para atingir estes objetivos, exige-se que sejam realizados estudos com relação à Segurança e o principal deles é a Análise de Segurança que visa o estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar:

- a) as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório;
- b) a adequação de itens para prevenir acidentes e atenuar as conseqüências dos acidentes que possam ocorrer.

Uma das ferramentas fundamentais nos estudos de segurança é a Análise Probabilística de Segurança (APS), que para ser considerada mais completa e exata necessita de uma adequada incorporação da Análise da Confiabilidade Humana (ACH), realizada para este fim (IAEA 50-p-10, 1995).

1.2 O papel do erro humano na ocorrência de acidentes

Uma das lições mais importantes sobre acidentes em instalações nucleares e industriais de processo é que eles são, muitas vezes, resultado de uma ação humana incorreta. A consciência da importância dos fatores humanos e da confiabilidade humana tem aumentado significativamente nos últimos 10 a 15 anos, devido, principalmente, ao fato de que alguns acidentes graves (nuclear e não-nuclear) tiveram significantes contribuições de erro humano. Em uma escala mundial, a percentagem de acidentes graves que foram identificados como sendo devidos a erro humano (ou seja, onde a causa principal do evento é um erro humano) é estimada em 40-50% (IAEA TECDOC-1048, 1998).

É, sem dúvida, o ser humano o maior contribuinte de um evento indesejado (Reason, 1990). Este mesmo autor aponta o fator humano como o elo mais fraco em qualquer sistema de engenharia. Isto ocorre devido ao fato de que todos os sistemas de engenharia dependem, até certo ponto, da intervenção humana. A concepção de sistemas automatizados que possam lidar com uma grande variedade de situações, sem a intervenção do operador, tem sido uma preocupação constante, mas levarão um bom tempo para que sejam totalmente confiáveis.

Hollnagel (1998) e seguindo a mesma linha de pensamento, Kletz (2001), afirmam que os acidentes de Three Mile Island (TMI) em 1979 e Chernobyl em 1986, nos quais o homem teve uma participação significativa, trouxeram informações adicionais sobre a importância da confiabilidade humana. Esses acidentes serviram para identificar vários tipos de erro humano. Informações detalhadas sobre esses erros humanos, em relação aos seus mecanismos e causas, são essenciais para a melhoria da segurança operacional nas instalações nucleares.

AIChe (1994) também alerta para o fato de que, nas indústrias de processo, ações humanas também são grandes contribuintes de acidentes, pois o Erro Humano tem sido atribuído como causa principal da maioria dos acidentes graves, como por exemplo Bhopal em 1984 e Piper Alpha em 1988. As estatísticas mostram que os acidentes nas indústrias de processo químico, pelo menos em parte, a margem de erro humano situa-se entre 60-90% e na indústria petroquímica, por exemplo, refinarias de petróleo, onde a automatização é muito alta, contabiliza-se erro humano em até 50% (Gertman e Blackman, 1994).

A seguir será realizada uma breve discussão sobre os principais acidentes ocorridos na área nuclear e em indústrias de processo onde o enfoque principal é o fator humano.

Three Mile Island

O vazamento de substâncias tóxicas ocasionado por uma falha na usina de Three Mile Island, em 1979, foi considerado um dos maiores acidentes industriais das últimas décadas nos Estados Unidos, Pensilvânia (IAEA TECDOC-1048, 1998). Em 28 de março de 1979, a usina Three Miles Island, devido a uma pequena falha que passou despercebida pelos controladores dos equipamentos, quase sofreu um total derretimento de todo o seu sistema, acarretando na liberação de elementos tóxico-radioativos à superfície. Quando uma válvula foi fechada por engano, o alarme foi acionado na sala de controle. No entanto, os operadores concluíram que se algum problema de fato tivesse acontecido, o sistema de emergência teria sido ativado. A consequência dessa pequena falha foi o aumento da temperatura e pressão da água e, como a válvula permaneceu fechada, a substância tóxica não foi transferida para outro tubo. Em condições normais, o mecanismo de injeção de água de emergência é acionado automaticamente para manter a temperatura da água em um nível aceitável, evitando a produção de vapor. Somente 4 minutos após a reação inicial, houve a constatação por um operador da continuação de elevação do nível

de temperatura da água. A equipe de plantão voltou a acionar o mecanismo de injeção da água de emergência, mas já era tarde, a temperatura continuava subindo.

Duas horas depois da falha inicial, um funcionário de plantão descobriu que a válvula de liberação de pressão estava aberta o tempo todo. Tarde demais: mais de meio milhão de litros de água e gases contaminados já haviam sido liberados. A radioatividade na água estava 350 vezes acima de seu nível normal.

O que evitou o acidente em Three Mile Island ter sido o maior e mais desastroso dos Estados Unidos foi o fato de que as substâncias tóxicas não atingiram o meio ambiente, já que a barreira de concreto que cercava a usina manteve a água radioativa e os vapores dentro da usina (Reason, 1990).

Chernobyl

O acidente de Chernobyl foi o acidente mais grave com reatores nucleares até o momento. Ocorreu na quarta unidade da usina nuclear de Chernobyl na Ucrânia, União Soviética - em 26 de abril de 1986. Grande quantidade de material radioativo do núcleo do reator se espalhou em uma escala global. O acidente aconteceu durante um teste realizado em um turbogerador no momento de um desligamento programado normal do reator. A principal causa do acidente foi um procedimento errado de teste, do ponto de vista de segurança, com grave violação de regras operacionais básicas por parte dos operadores.

A explosão do reator resultou de uma conjugação de erros humanos com uma tecnologia insegura do reator. Chernobyl era uma central de modelo soviético com a vantagem de utilizar urânio pouco enriquecido como combustível, mas com uma debilidade que se mostrou fatal no acidente: abaixo de determinada potência, o reator torna-se instável. Foi o que aconteceu. Durante um teste, entre outros erros humanos, foram desligados vários sistemas de segurança do reator 4. A potência foi reduzida para um nível abaixo do limite crítico e, a partir daí, os operadores perderam o controle do reator. Subitamente, a potência subiu a 100 vezes o nível máximo e deram-se as explosões que liberaram uma grande quantidade de material radioativo (Hollnagel, 1998).

De acordo com um relatório apresentado, na época, por especialistas da antiga URSS, vários erros humanos aconteceram e contribuíram para o acidente. Na visão da análise da confiabilidade humana, esses erros humanos foram classificados como erros de omissão de uma etapa em uma tarefa e erros de controle administrativo devido à negligência do operador, violação de princípios de segurança e de procedimentos operacionais (Kletz, 2001).

Tokaimura

O acidente nuclear mais grave após Chernobyl teve também como causa principal o erro humano. O acidente ocorreu em 1999, em uma fábrica de combustível nuclear, em Tokaimura, no Japão. O acidente de Tokaimura foi numa pequena unidade de preparação de combustível nuclear operada pela Japan Nuclear Fuel Conversion Co. (JCO), uma subsidiária da Sumitomo Metal Mining Co.

Em 30 de Setembro de 1999, três trabalhadores estavam preparando um pequeno lote de combustível com urânio enriquecido em 18,8 % (U-235). Eles já haviam utilizado anteriormente o mesmo procedimento, porém com urânio de enriquecimento inferior a 5 %. Estes operadores não tinham nenhum entendimento das implicações da criticalidade com enriquecimento a 18,8 %. Não havia sido estabelecido nenhum requisito de formação e de qualificação adequado para a preparação daqueles operadores para o trabalho.

Por volta das 10:35h, quando o volume de solução no reservatório de precipitação atingiu cerca de 40 litros, contendo aproximadamente 16 kg U, a massa crítica foi atingida. No ponto de criticalidade a reação em cadeia de fissão nuclear se tornou auto-sustentável e começou a emitir nêutrons e radiação gama intensa, disparando os alarmes de criticalidade. Não houve explosão, mas produtos de fissão foram progressivamente liberados dentro da instalação. A criticalidade continuou intermitentemente por cerca de 20 horas. A reação foi interrompida quando água de resfriamento em torno do tanque de precipitação foi escoada, uma vez que esta água provia um refletor de nêutrons. Finalmente, uma solução de ácido bórico (absorvedor de nêutrons) foi adicionada ao tanque para garantir que o conteúdo permanecesse subcrítico. Esse acidente expôs 27 trabalhadores a radioatividade.

Segundo a AIEA, a causa do acidente se deveu principalmente a erro humano e a graves violações dos princípios da segurança, que juntos levaram a um evento de criticalidade. A empresa admitiu que violou os padrões normais de segurança e exigências legais.

Tokaimura levantou preocupações sobre a segurança em outros elos da cadeia nuclear, depois de Chernobil e Three Mile Island terem lançado uma sombra de temor sobre as centrais em si.

BHOPAL

Em Dezembro de 1984, a liberação de um gás tóxico, o isocianato de metila, fabricado na fábrica UNION CARBIDE em Bhopal, na Índia, provocou cerca de 4.000 mortes e aproximadamente 200.000 pessoas intoxicadas, caracterizando assim a maior catástrofe da indústria química. Este trágico evento foi o marco mais importante na mudança dos paradigmas de gerenciamento de risco e da confiabilidade operacional (AIChE, 1994).

O isocianato de metila é um produto utilizado na síntese de produtos inseticidas comercialmente conhecidos como “Sevin” e “Temik”, da família dos carbamatos, utilizados como substitutos de praguicidas organoclorados como o DDT. Em condições normais, o isocianato de metila é líquido a uma temperatura de 0° C e a uma pressão de 2,4 bar. Na noite do acidente, a pressão dos tanques de armazenamento se elevou a mais de 14 bar e a temperatura dos reservatórios se aproximou de 200° C. A causa provável do aumento da pressão e da temperatura foi atribuída à entrada de água num dos tanques, causando uma reação altamente exotérmica.

Os vapores emitidos deveriam ter sido neutralizados em torres de depuração; porém, como uma destas torres se encontrava desativada, o sistema não funcionou possibilitando assim a liberação do produto para a atmosfera.

Piper Alpha

O desastre Piper Alpha continua sendo uma das maiores tragédias dos tempos modernos. O desastre aconteceu no dia 6 de julho de 1988 no qual ocorreram 167 mortes. Mesmo sem uma análise aprofundada do acidente, ficou evidente que a causa principal foi erro humano, devido ao fato de que uma bomba crítica redundante havia sido retirada do sistema, para reparos. O desastre Piper Alpha é um exemplo clássico de como fatores humanos organizacionais podem até ser letais (Kletz, 2001).

As análises de risco em estruturas *offshore* muitas vezes se concentram na parte estrutural e na confiabilidade dos equipamentos. Os aspectos “soft” da gestão de segurança, que incluem fatores humanos, não têm o peso que deveria. Após as investigações de Piper Alpha, foi descoberto que a bomba que havia sido desligada era uma falha de gestão “autorização de trabalho” que não garantiu uma comunicação adequada. Este é um dos problemas crônicos que conduzem a uma série de eventos indesejáveis em uma plataforma.

Apesar do alto nível de automação que existe atualmente nos sistemas, eles ainda dependem da interação homem-máquina durante a operação, manutenção e gerenciamento.

AICHe (1994) alerta para o fato de ser evidente de que o número relativo de eventos devidos a erros humanos tende a aumentar, enquanto que aqueles causados por falhas técnicas tendem a diminuir. Isto se deve ao fato de que tem sido dada muita ênfase à melhoria do projeto técnico. A maioria dos projetistas está preocupada com o desenvolvimento de plantas de processo com alta confiabilidade de equipamentos. Portanto, riscos decorrentes das falhas técnicas dominam a análise de risco. No entanto, a segurança de uma planta de processo é fortemente influenciada pela qualidade dos fatores de projeto, operacionais e organizacionais. Para melhorar a segurança e, portanto, reduzir eventos indesejáveis é necessário que os equipamentos, operações, processos e ambiente de trabalho sejam compatíveis com as capacidades físicas e cognitivas do homem, bem como com as suas limitações. Isso envolve a identificação de demandas irrealistas sobre os operadores e o pessoal de manutenção, pelo sistema.

Para que uma planta seja desenvolvida de forma plenamente segura, condições favoráveis e significativas devem ser proporcionadas para aqueles que a operam. A compreensão de que todos os aspectos da instalação têm influência no desempenho do operador é fundamental para este propósito (NUREG-0711, 2004).

1.3 O problema com os dados de erro humano

As ações humanas estão presentes em todo o ciclo de vida de um sistema, do projeto à sua disposição. Essa contribuição humana pode ser mais bem entendida e avaliada utilizando-se as técnicas de Análise da Confiabilidade Humana (ACH), as quais têm se tornado parte essencial das Análises Probabilísticas de Segurança (APS) de instalações nucleares e indústrias de processo (IAEA 50-p-10, 1995; Hirschberg, 2004).

Segundo Bedford (2001) a Análise Probabilística de Segurança (APS) é uma importante ferramenta para a quantificação do risco na operação de um reator nuclear ou de outras instalações com potencial de perigo. Por meio dessa análise, são obtidas as probabilidades de ocorrência de acidentes, e avaliadas suas conseqüências, fornecendo uma estimativa numérica que mostrará o quanto a instalação é segura. Em linhas gerais, A APS consta de um método sistemático de avaliação quantitativa do comportamento e resposta da planta a eventos iniciadores, tendo como parte dos resultados possíveis, sequências de acidentes, bem como os riscos associados às mesmas. Em sua modelagem, chega-se aos

eventos básicos que precisam ser quantificados em termos de taxa de falhas, no caso do evento básico ser uma falha de componente e/ou sistema, ou de Probabilidade de Erro Humano (PEH) no caso do evento básico ser uma ação humana.

Portanto, para que as ACH forneçam seus resultados para compor as APS elas dependem de dados de Probabilidade de Erro Humano (PEH) das tarefas elementares em suas modelagens. Entretanto, não se encontram dados de erro humano com a mesma facilidade com que se encontram dados de componentes. Os poucos bancos de dados de erro humano disponíveis, ou são genéricos ou são muito específicos (Gertman e Blackman, 1994).

Swain e Guttman (1983) esclarecem que um dos aspectos que dificulta a estruturação de um banco de dados para erros humanos, como os bancos de dados de confiabilidade para componentes, é que essas probabilidades são extremamente afetadas pelos fatores influenciadores do desempenho humano (PSF). Estes fatores, por terem um efeito direto no comportamento humano, moldam a PEH para as características específicas da situação sob análise. Esta influência no comportamento está associada às características de complexidade das atividades e à capacidade física, mental e técnica do homem que executa a atividade e do meio onde se processa a atividade. Esta é a principal razão pela qual os poucos dados existentes são genéricos ou muito específicos. Outra questão diz respeito à confidencialidade das informações sobre ocorrências de erro humano observadas na maioria das instituições públicas e privadas, pois são consideradas informações de natureza "sensível", existindo um temor implícito dos efeitos de uma eventual publicação sobre sua reputação.

Uma pesquisa ampla sobre as bases de dados existentes e as iniciativas tomadas no sentido de se ter uma base de dados própria será apresentada na Revisão Bibliográfica.

1.4 Motivação do trabalho

Dadas as razões apresentadas na seção 1.3 e levando-se em consideração a importância do erro humano na ocorrência de acidentes, como mencionado previamente, conclui-se que o fator motivador deste trabalho é a contribuição que se pretende dar para os estudos de segurança em instalações nucleares do país, no que diz respeito à quantificação do evento erro humano, o que poderá proporcionar melhorias significativas nas metodologias e recursos de análises dessa natureza.

2 OBJETIVO E ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO

O objetivo deste Trabalho é a aplicação de uma metodologia baseada na Lógica *Fuzzy* e na Avaliação por Especialistas, com a finalidade de quantificar as Probabilidades de Erro Humano das ações executadas pelos operadores do Reator Nuclear de Pesquisas IEA-R1 do IPEN, em resposta a uma hipótese de situação de emergência, e de avaliar os Fatores de Influência no Desempenho Humano (PSF) que podem estar associados a essas ações.

O trabalho está estruturado em 7 capítulos e 2 apêndices, resumidamente apresentados a seguir:

1 - INTRODUÇÃO - é realizada uma explanação das razões que levaram à realização desta pesquisa, mostrando a importância da segurança em instalações nucleares; destaca-se também o erro humano no contexto dos grandes acidentes industriais e nucleares; apresenta o problema da falta de dados de erro humano e revela a motivação da pesquisa;

2 - OBJETIVO E ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO - é apresentado o que se pretende realizar com este trabalho, o alcance da pesquisa e mostra como o trabalho está organizado.

3 - REVISÃO BIBLIOGRÁFICA - é registrada a revisão da literatura realizada em trabalhos correlatos com o intuito de apresentar outros métodos e estudos recentes nesta área e mostrar em que essas pesquisas se assemelham e em que elas diferem do trabalho aqui realizado. Nessa pesquisa serão abordadas as obras que retratam os seguintes assuntos:

- Um panorama das bases de dados de confiabilidade humana;
- A avaliação por especialistas empregada na obtenção de probabilidades de erro humano;
- A metodologia *fuzzy* aplicada na avaliação por especialistas.

4 - METODOLOGIA - são descritos os métodos pelos quais os objetivos propostos foram atingidos. É dividido em duas principais seções: na primeira, é realizada uma introdução teórica dos assuntos que são o alicerce deste trabalho, quais sejam: Análise da Confiabilidade Humana, o Evento Erro Humano no contexto de uma Análise Probabilística de Segurança; e por fim, a Lógica *fuzzy* e a Teoria dos Conjuntos *fuzzy*. Dessa forma, apresenta o estado da arte do embasamento teórico para o entendimento e o

desenvolvimento deste trabalho; na segunda seção, é detalhado o método empregado e a execução dos trabalhos realizados.

5 - APRESENTAÇÃO DOS RESULTADOS – descreve o processamento dos dados, faz a apresentação das avaliações dos PSF e das estimativas das PEH realizadas pelos especialistas e demonstra os resultados finais das avaliações obtidas com o trabalho.

6 - ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS - neste capítulo os resultados finais são analisados e discutidos.

7 - CONCLUSÃO - são apresentadas as conclusões a que se chegou com a realização deste trabalho, bem como propostas para a continuação de seu desenvolvimento no futuro.

Com a finalidade de não sobrecarregar o texto principal da dissertação, foram criados dois Apêndices:

APÊNDICE A - Caderno de Questionários de Avaliação

APÊNDICE B – Bases de Regras dos SLF

3 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

A finalidade deste capítulo é expor a pesquisa feita em trabalhos correlatos, com o intuito de apontar correlações importantes com outros métodos e estudos recentes nesta área. Para este propósito, foram consultadas as principais fontes de dados existentes, dando ênfase às internacionais.

3.1 Um panorama das bases de dados de erro humano

Conforme apresentado na seção 1.3, existem muitos problemas com relação à disponibilidade de dados de erro humano, pois não se encontram este tipo de dados com a mesma facilidade com que se encontram dados de falha em componentes.

De acordo com o que esclarece Subramanian (1999) em seu trabalho, houve um grande esforço durante as últimas duas décadas para se gerar bases de dados de confiabilidade humana. Porém, ainda não há uma única fonte de dados de qualidade satisfatória para ACH. Em outras palavras, não há nenhum compêndio abrangente de dados de confiabilidade humana.

Os Bancos de Dados de erro humano disponíveis, ou são muito genéricos para serem utilizados em uma situação específica, ou têm características específicas que os tornam difíceis de generalizar. Outro problema importante com estes bancos disponíveis é que ou contêm informações muito simplificadas ou contêm informações extremamente complexas (Gertman e Blackman, 1994).

Taylor e Kirwan (1997) revelam em seu trabalho que a confiabilidade humana teve seu início, efetivamente, com o desenvolvimento dos bancos de dados de erro humano. Por conseguinte, nos anos sessenta houve várias tentativas de se produzir bancos de dados de erro humano para uso em APS, mas a maioria deles já foi descartada. Em vários casos, os dados que os sistemas mantinham eram em nível muito detalhado, ou seja, em nível de elemento de tarefa. Com o desenvolvimento das metodologias de ACH, no entanto, foi percebido que a síntese da confiabilidade global de tais elementos de tarefa era difícil, mas eram os dados de desempenho que realmente as ACH e APS precisavam.

Alguns dos bancos de dados existentes serão discutidos em seus aspectos principais e de forma cronológica a seguir.

Uma abordagem de banco de dados que teve início no final dos anos 1960 e sobreviveu até os dias atuais é a técnica para a predição de taxa do erro humano THERP (Swain e Guttman, 1983). Esta influente abordagem concentra-se na capacidade de sintetizar as PEH de desempenho da tarefa através da técnica de árvore de eventos, e na facilidade para modificar as PEH nominais do seu banco de dados com os fatores de Influência no desempenho Humano (PSF) para refletir os parâmetros da situação a ser avaliada. Os PSF podem ser definidos como os fatores internos e externos que afetam o desempenho do operador no local de trabalho. Isso dá ao especialista a flexibilidade para adaptar os dados para cenários específicos, ou seja, extrapolar, a partir dos dados genéricos, para as tarefas específicas do cenário. Os dados do manual THERP são uma mistura de dados empíricos e julgamento de especialistas e tem como base a indústria de energia nuclear.

Pelo final da década de 80 as técnicas de quantificação existentes já eram suficientes para avaliar quase todos os tipos de erros, e foram, de certa forma, baseadas na avaliação por especialistas. Em adição, houve um desenvolvimento significativo qualitativo da ACH através de pesquisadores, tais como Reason (1990), de modo que o erro humano passou a ser mais bem entendido nos estudos de confiabilidade humana. Alguns pesquisadores, portanto, acreditavam que o desenvolvimento de um banco de dados de erro humano não era mais tão difícil, já que havia um arcabouço teórico para estruturar um banco de dados corretamente. Esta situação em particular levou a um grande esforço nos EUA para o desenvolvimento de um banco de dados denominado sistema NUCLARR (A Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability).

Gertman e Blackman (1994) descrevem a NUCLARR como um sistema automatizado de dados utilizado para processar, armazenar e recuperar dados de confiabilidade humana e de equipamentos. A NUCLARR foi desenvolvida pela US Nuclear Regulatory Commission para fornecer à comunidade de análise de risco uma base de dados de erro humano e de taxa de falha de componentes que pudesse ser utilizada para apoiar uma variedade de técnicas analíticas de avaliação de risco. A NUCLARR parece ter tido um sucesso questionável até o momento, por duas razões principais: Em primeiro lugar, uma grande proporção dos dados que estão sendo gerados são provenientes de avaliações realizadas por especialistas e, portanto, direcionados para situações específicas; em segundo lugar, não há uma orientação clara sobre como extrapolar para as probabilidades de erro humano necessárias em uma ACH, a partir de um dado no banco de dados.

O banco de dados da NUCLARR contém cerca de 2500 pontos de dados. Metade destes são as taxas de erro humano e a outra metade são as taxas de falhas elétricas e mecânicas de componentes. Além dos valores nominais de dados, informações sobre as referências, as fontes dos dados e os PSF também estão incluídas para que os usuários possam consultar o banco de dados e determinar a sua aplicabilidade a uma situação específica.

Uma iniciativa de pesquisa na Universidade de Birmingham, no Reino Unido, em 1992, levou ao desenvolvimento do CORE-DATA (Computerised Human Error Data Base), uma base de dados de erro humano computadorizada. Esse sistema atualmente possui um número razoavelmente grande de pontos de dados de erro humano, coletados a partir de uma variedade de fontes relacionadas, principalmente, a de energia nuclear. Ele contém cerca de quatrocentos registros de dados descrevendo erros específicos que ocorreram, juntamente com suas causas, mecanismos de erro e suas probabilidades de ocorrência (Gertman e Blackman, 1994).

O CORE-DATA está relativamente amadurecido e representa um significativo desenvolvimento internacional de base de dados para a indústria nuclear. No Reino Unido, como em qualquer outro local, a avaliação da segurança de um determinado empreendimento ou instalação é um requisito importante no processo de licenciamento. Essa avaliação de segurança cada vez mais está sendo executada através da utilização de Análise Probabilística de Segurança (APS). Dentro deste quadro quantitativo, uma atenção especial deve ser dada para incluir a contribuição humana para segurança.

Coleta e Classificação de Dados de Confiabilidade Humana

Conforme discutido inicialmente nesta seção, houve uma série de esforços ao longo das duas últimas décadas para gerar bases de dados de confiabilidade humana. Mas, até o momento não há nenhuma fonte de dados com qualidade satisfatória sobre ACH. Em outras palavras, não há nenhum compêndio abrangente de dados de confiabilidade humana. Em um amplo trabalho realizado em instalações nucleares da Índia, Subramanian (1999) ressalta que para construir tal compêndio de dados de confiabilidade humana, é necessário primeiro compreender a natureza diversa de resposta (ação humana), após um evento e, em seguida, desenvolver uma definição precisa das razões para as ações. Um sistema de classificação é então determinado de forma que abranja e descreva todos os tipos de comportamento e todos os tipos de erros.

Para o banco de dados ser mais útil na ACH, o tipo e o nível de informação necessária para os dados de PEH devem ser claramente delineados. No caso de uma instalação nuclear é muito importante registrar os erros das operações de emergência e estresse na planta; de todas as manutenções de rotina, tarefas de calibração e testes periódicos, desligamento e ensaios de partida; de algumas tarefas da sala de controle, selecionadas para coletar dados para uso em calibração de dados em simuladores; e das tarefas em simuladores.

Além disso, a fim de identificar as prováveis causas de erros, bem como os fatores que contribuem para o erro, é necessário coletar dados de fontes objetivas e subjetivas diversas. No entanto, para qualquer coleta de dados ser bem sucedida, uma atmosfera psicológica e administrativa não-punitiva é necessário ser estabelecida.

IAEA TECDOC-1048 (1998) esclarece que os tipos de dados a serem coletados podem variar bastante, porém a lista abaixo resume as principais fontes de dados de Confiabilidade Humana que podem ser utilizadas:

- Relatórios de ocorrências na instalação;
- Relatórios de manutenção;
- Estudos de APS;
- Registros de equipamentos;
- Entrevistas com o pessoal da planta;
- Treinamento em simuladores;
- Avaliação por especialistas.

A manutenção realizada regularmente, as atividades de teste e a experiência da planta podem fornecer informações relevantes com respeito aos erros latentes associados. Os dados que podem ter uma aplicabilidade direta são os gerados a partir de simuladores. Pela simulação de cenários de acidentes e análise dos dados de operação, tanto qualitativos como quantitativos, informações úteis para a ACH podem ser coletadas.

Na mesma linha de pensamento Gertman e Blackman (1994) defendem que para se estabelecer um banco de dados de confiabilidade humana / desempenho humano, os seguintes passos precisam ser tomados:

- a) Desenvolvimento de um programa de coleta dos dados relativos ao desempenho humano;
- b) Especificação dos métodos de coleta, registro, codificação e recuperação dos dados;
- c) Realização de testes para estabelecer o correto funcionamento do programa;

d) Trabalho de implementação e gestão do programa para longo prazo.

Vale observar que um processo de coleta e classificação de dados pode trazer como benefícios para a instalação: melhorias qualitativas para a segurança, desempenho e disponibilidade da planta através da identificação de potenciais erros humanos e medidas para reduzir ou prevenir esses erros (IAEA TECDOC-1048, 1998).

Informações valiosas sobre o tema também podem ser encontradas em Taylor e Kirwan (1997) e Shen et al. (1997).

Várias iniciativas no sentido de coleta e classificação de dados de EH específicos para as instalações têm sido tomadas, como é o caso dos trabalhos descritos a seguir.

Os resultados principais do trabalho realizado por IAEA TECDOC-1048 (1998), coordenado pela IAEA, foram: a aplicação de novos métodos para avaliar o desempenho humano em centrais nucleares, do pessoal da sala de controle e de outros técnicos, e a criação de novos bancos de dados para fins de confiabilidade humana. A aplicação de novos métodos aumentou a capacidade dos participantes em identificar e avaliar, de forma mais realista, os riscos de erros humanos no âmbito das Análises Probabilísticas de Segurança (APS). Além disso, os participantes tiveram a oportunidade de coletar dados de confiabilidade humana específicos do país e da planta, como por exemplo, a utilização da experiência operacional de plantas específicas ou de simuladores para substituir o uso de dados genéricos como uma base para as ACH. Isso permitiu que os resultados de ACH e APS fossem mais realistas e relevantes para as plantas sendo modeladas.

Shen et al. (1997) em seu trabalho revelam que os resultados gerados através do processo de coleta e análise de dados pode ter várias finalidades: alterar os procedimentos onde se fizer necessário, promover melhorias no projeto de layouts de salas de controle, contribuir para a melhoria dos cursos de treinamento, etc.

Dentre todas as iniciativas mencionadas previamente, merece destaque o trabalho realizado por Subramanian (1999) nas instalações nucleares Indianas. O desenvolvimento de um banco de dados de confiabilidade humana para as usinas nucleares Indianas foi iniciado como parte de um programa de trabalho sobre ACH. Mais tarde, com a criação do Programa de Pesquisa Coordenada “Collection and classification of human reliability data for use in probabilistic safety assessments” pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) em 1998 (IAEA TECDOC-1048, 1998), o trabalho passou a ser conduzido pela própria IAEA. As atividades descritas no relatório abrangem o

desenvolvimento de uma taxonomia de dados de erro humano, estruturação dos dados, revisão e análise de relatórios de eventos em plantas nucleares, coleta de dados sobre os erros humanos e análise dos dados e cálculo das probabilidades de ocorrência de erro humano (PEH).

3.2 A avaliação por especialistas empregada na obtenção de probabilidades de erro humano

Apesar de existirem outros termos para referenciar esta técnica na literatura estrangeira, como por exemplo, "*Expert Judgement*", "*Expert Opinion*" ou "*Expert Elicitation*", optou-se neste trabalho pelo termo Avaliação por Especialistas por ser o mais difundido na literatura nacional.

O processo de Avaliação por Especialistas

Um especialista é um indivíduo com conhecimento especializado ou habilidade em algum domínio específico. A Avaliação por Especialistas pode ser vista como uma expressão do julgamento de um especialista em um assunto ou questão. Uma avaliação é geralmente considerada como uma impressão, avaliação pessoal, ou uma estimativa subjetiva de uma qualidade ou quantidade de interesse (Wilmot et al., 2000).

Wilmot et al. (2000) ainda aponta que a principal razão, pela qual se recorre à Avaliação por Especialistas, é que não existem alternativas viáveis, ou seja, não existem métodos alternativos para a obtenção dos dados. Alternativas viáveis podem não estar disponíveis para a medição de certos tipos de dados. Por outro lado, os experimentos necessários para esse fim poderiam ser muito caros. Portanto, na maioria das vezes as avaliações por especialistas são necessárias porque não existem observações que poderiam ser feitas no lugar do julgamento.

Ao considerar a validade dos resultados de um processo de avaliação, existem duas principais preocupações: a subjetividade inerente ao julgamento humano e o método escolhido para agregar as avaliações individuais. As avaliações atribuídas ao mesmo item, invariavelmente, diferem de um membro para outro da equipe, como resultado da subjetividade humana.

É prática normal usar vários especialistas para responder às mesmas perguntas, por duas razões: Em primeiro lugar, pode haver múltiplos pontos de vista ou abordagens para as questões em estudo. A seleção de um só especialista pode excluir outros pontos de vista e levar a uma distorção da incerteza que possa existir sobre um problema. Em

segundo lugar, o uso de especialistas individuais, muitas vezes subestima a incerteza real (Clemen e Winkler, 1999).

Embora não haja nenhuma regra definitiva para a determinação do número de especialistas a serem utilizados, a experiência sugere a utilização de três a doze especialistas (Clemen e Winkler, 1999). Fatores que influenciam o número de especialistas incluem os recursos disponíveis, a diversidade ou a concordância dos pontos de vista defendidos pelos especialistas, e a abrangência de conhecimentos necessários

Segundo Bolado e Devictor (2005), a melhor estratégia é reunir os vários especialistas para discutir e analisar as questões em pauta. A vantagem é que os especialistas trocam informações entre eles mesmos e obtêm um melhor entendimento das questões a serem abordadas. Além disso, os especialistas que trabalham juntos tendem a se tornar mais capazes. Eles compartilham idéias, modelos, dados e formas de pensar sobre o problema. A desvantagem é que eles se tornam menos independentes.

De uma forma geral, Wilmot et al. (2000) observam que para um processo de avaliação por especialistas ser eficiente, é importante considerar os seguintes aspectos:

- Selecionar bons especialistas no domínio em questão e treiná-los nos aspectos normativos do assunto;
- A agregação das avaliações de vários especialistas tende a produzir resultados mais precisos do que usar o parecer de um único especialista;
- Métodos matemáticos de agregação são geralmente preferíveis aos métodos comportamentais para se chegar a um consenso;
- A qualidade das decisões dos especialistas pode ser substancialmente melhorada através de decomposição do problema em uma série de problemas mais elementares;
- Os especialistas que são entrevistados em seus ambientes de trabalho têm fácil acesso aos seus arquivos e outras fontes de informação pertinentes;
- Os especialistas estão sujeitos a tendências e excesso de confiança;
- Fontes de dependência entre os especialistas devem ser identificadas. Uma fraca dependência não parece ter um impacto importante sobre o valor das decisões dos especialistas.

A avaliação por especialistas na obtenção de PEH

Os sistemas complexos tais como centrais nucleares envolvem um grande número de interações humanas em todas as fases de operação da planta. A Análise da Confiabilidade Humana (ACH) no contexto de uma APS, tenta modelar essas interações e avaliar / prever o seu impacto sobre a segurança e a confiabilidade através de dados de confiabilidade humana (IAEA 50-p-10, 1995). Um grande número de técnicas de ACH tem sido desenvolvido para modelagem e integração das interações humanas em APS, mas há uma falta significativa de dados de ACH. Diante da insuficiência de dados, analistas de confiabilidade humana tiveram de recorrer a métodos de avaliação por especialistas a fim de contornar esse problema, conforme visto na seção 3.1. Nesta situação, a geração de dados a partir da experiência de operação da planta assume um papel importante (Kletz, 2001; Swain e Guttmann, 1983).

Em seu trabalho, Bolado e Devictor (2005) descrevem que o primeiro estudo que utilizou julgamento por especialista extensivamente foi o WASH 1400, promovido pela Nuclear Regulatory Commission, em 1975, para atender aos requisitos de dados para a avaliação de risco de usinas nucleares. Alguns bancos de dados consagrados também usaram avaliação por especialista, como é o caso, por exemplo, de THERP (Swain e Guttmann, 1983) e NUCLARR (Gertman e Blackman, 1994). O primeiro estudo de avaliação de risco extensivo em instalações químicas fez utilização de dados, na sua maioria, provenientes de avaliação por especialista.

Conforme pode ser observado nos documentos NUREG-1842 (2006) e NUREG-1792 (2005), das técnicas de ACH, em algum estágio de sua modelagem, é utilizada a avaliação por especialistas quando dados apropriados não são disponíveis para PEH ou PSF. Em destaque podem ser citadas THERP, ASEP, SLIM e ATHEANA. Isso acontece, normalmente, por razão das bases de dados existentes não contemplarem todas as informações requeridas para as ACH.

Finalizando esta seção, pode-se concluir que a avaliação por especialistas sempre desempenhou um grande papel na ciência e engenharia. Cada vez mais, a avaliação por especialista é reconhecida como um tipo de dado científico, e métodos são desenvolvidos para tratá-la como tal (Wilmot et al., 2000).

3.3 A metodologia *fuzzy* aplicada na avaliação por especialistas

Obter um consenso do grupo de forma a representar uma opinião comum é uma questão importante no processo de avaliação por especialistas. Portanto é necessário estabelecer um procedimento para agregar as opiniões individuais em uma única opinião de consenso. Existem vários métodos relacionados à agregação das avaliações. Estes métodos vão desde uma média simples às mais complexas técnicas, como a agregação Bayesiana e a agregação baseada no processo de hierarquia analítica. Em todos os métodos de agregação, por natureza, tem que ser avaliado o grau de confiança de cada especialista a ser consultado (Wilmot et al., 2000).

Em um processo de Avaliação por Especialistas o desvio estatístico é usado freqüentemente para fornecer algum entendimento do consenso alcançado. No entanto, os pressupostos estatísticos associados não refletem verdadeiramente a incerteza inerente ao julgamento humano. Além disso, os pressupostos estatísticos geralmente requerem o apoio de dados, que podem não estar disponíveis devido ao número limitado dos membros do grupo, envolvidos no processo de avaliação. Em segundo lugar, a média aritmética ignora a imprecisão no processo de avaliação e, portanto, oferece menos conteúdo informativo (Cheng, 2005).

Além do exposto acima, devido às características peculiares de um processo de Avaliação por Especialistas, tais como a incerteza, subjetividade e a imprecisão, que são inerentes a um julgamento humano, os métodos de agregação ficam limitados em sua aplicabilidade.

Portanto, a fim de contornar as limitações acima mencionadas, um método de agregação que possa obter o consenso dos especialistas e trabalhar com a divergência subjetiva de um processo de avaliação, pode ser implementado por meio da Lógica *Fuzzy* (Zadeh, 1965). Assim, desenvolve-se um método em que as opiniões coletivas dos membros do grupo são representadas por números *fuzzy*, construídos pela agregação dos valores individuais. Essa metodologia que compreende a Teoria dos Conjuntos *fuzzy* e a Lógica *fuzzy* é capaz de representar a opinião coletiva e incorporar implicitamente a incerteza, a subjetividade e a imprecisão, que são inerentes ao julgamento humano (Onisawa e Kacprzyk, 1995; Moon e Kang, 1998).

Verifica-se então que, dentre outras ferramentas para agregação de avaliações por especialistas para se obter um valor representativo do grupo, um Sistema de Inferência *fuzzy* é o mais indicado, pois é capaz de traduzir expressões verbais ou imprecisas em

valores numéricos e de gerar valores que representam o consenso das opiniões dos especialistas. (ONISAWA e KACPRZYK, 1995).

Trabalhos apresentados por Pan (2006), Onisawa (1988b) e Onisawa (1995) mostram que a lógica *fuzzy*, além de inúmeras aplicações na área de controle, também provê um método exclusivo de traduzir expressões verbais vagas e imprecisas, comuns na comunicação humana, numa representação gráfica ou matemática através dos conjuntos *fuzzy*. A lógica convencional não pode trabalhar eficientemente com expressões lingüísticas devido, principalmente, à imprecisão.

Dentre os inúmeros trabalhos realizados por esta metodologia, merece destaque o de MOREÍ (2004), no qual ele utiliza a metodologia *fuzzy* numa ACH completa para Ensaaios Não-Destrutivos (END). Utiliza também o julgamento por especialistas.

4 METODOLOGIA

4.1 Fundamentação Teórica

4.1.1 Introdução

Esta primeira seção do capítulo é composta por uma exposição de tópicos teóricos relativos aos métodos utilizados neste trabalho, proporcionando subsídios para o entendimento e o desenvolvimento da metodologia empregada. Procurou-se utilizar as obras mais recentes relacionadas à confiabilidade humana e Lógica *fuzzy*.

4.1.2 Erro humano

Segundo Reason (1990), considerado como um dos maiores estudiosos em análise de confiabilidade humana, o erro humano é caracterizado como uma divergência entre uma ação desempenhada e uma ação que deveria ter sido desempenhada, a qual tem um efeito ou consequência que vai além da tolerância requerida pelo sistema com o qual o pessoal interage. Nesta mesma linha de pensamento, Swain e Guttmann (1983) destacam que o termo erro humano envolve todas as ações ou omissões, de uma pessoa, que causam algo indesejável ou que tenham esta possibilidade e são consideradas como falhas nas ações que foram planejadas, sem a intervenção de eventos não previstos.

4.1.2.1 Diferentes visões do erro humano

Visão da Engenharia de Segurança

A visão da Engenharia de segurança é o modelo mais comumente utilizado na indústria de processo químico e na maioria dos outros setores (AIChE, 1994). Essa abordagem assume que o erro humano é essencialmente controlável pelo indivíduo (operador) e que as pessoas podem decidir em se comportar de forma segura ou não. Ela foca sobre os erros ativos em vez das condições latentes. Os erros ativos são aqueles em que as consequências são notadas imediatamente após serem cometidos, enquanto que nos erros latentes, demoram mais para se manifestarem. Esta abordagem enfatiza muito a mudança de comportamento através de motivação (campanhas de segurança), ações disciplinares e de treinamento. Estas têm sido amplamente utilizadas na área de segurança

ocupacional para prevenir danos ao trabalhador. Além disso, a visão da engenharia de segurança considera o erro humano da mesma forma que a falha de um componente. Isso implica que o erro humano pode ser associado à probabilidade de falha do homem ao desempenhar uma função do sistema, quando solicitado.

Visão Cognitiva

A principal característica desta abordagem é a suposição de que a mente dos operadores pode ser imaginada como um sistema que processa informações. Nesse aspecto, os seres humanos não são tratados da mesma forma como um componente (uma bomba ou uma válvula). Por essa visão, os erros estão presentes no nível cognitivo baseado em conhecimento e em regras. Erros baseados em regras podem ocorrer, por exemplo, quando um operador considera que o reator está funcionando perfeitamente com base nas indicações de pressão / temperatura de aparelhos que estão com defeito. Esta condição vai levar o operador a fazer o diagnóstico errado.

Às vezes, o operador pode se deparar com demandas bastante elevadas, que podem exercer uma grande pressão sobre a sua capacidade de processar informações e isso pode afetar o desempenho, sobretudo se a resolução de problemas é necessária ser de imediato. Por exemplo, o operador pode deixar de diagnosticar a causa de uma anormalidade grave dada a pressão do tempo.

No entanto, os modelos cognitivos enfrentam uma série de limitações, como por exemplo, eles não abordam os fatores contextuais relacionados, tais como fatores de projeto, de equipamentos ou ambientais, como temperatura, ruído, etc. Estes modelos também ignoram os efeitos dos fatores como fadiga, a saúde ou a motivação que afetam o operador.

Visão da Engenharia de Fatores Humanos

Nessa abordagem, o erro do operador é visto como uma consequência da incompatibilidade entre as demandas de uma tarefa e as capacidades físicas e mentais de um indivíduo ou da equipe de trabalho. É também referido como "visão / abordagem de sistemas" e raramente considera a pessoa como a única causa do erro. Esta visão tem uma clara vantagem sobre os modelos discutidos anteriormente porque considera uma série fatores contextuais que afetam o desempenho humano e estes incluem o projeto da interface homem-máquina e a otimização do ambiente e local de trabalho. Esta abordagem é mais prática de se adotar por pessoas com nenhum treinamento formal em psicologia ou

fatores humanos, como os engenheiros. Por isso, essa abordagem tem conseguido muito sucesso na concepção de novos sistemas (Kletz, 2001).

No entanto, esta abordagem tem limitações. Na maioria das vezes, somente causas externas de erros são levadas em consideração. Uma vez que o modelo se concentra na interação com os componentes, muita ênfase é direcionada para o projeto da interface homem-máquina e para os requisitos antropométricos de tarefas e características humanas. O processamento interno de informação, que leva a erros na área de resolução de problemas e diagnóstico só pode ser realizado pela abordagem cognitiva (AICHE, 1994). A abordagem também não fornece uma estrutura sistemática para abordar as causas fundamentais de erros.

Abordagem de fatores humanos integrados

Devido às limitações dos métodos discutidos anteriormente, um modelo que considerasse todas as perspectivas de erro humano seria interessante, ou seja, que fosse capaz de descobrir a maioria, se não todas, das causas básicas de erro humano. Para tratar suficientemente de erro humano, uma abordagem com os fatores humanos integrados é necessária. Dentro deste contexto, fatores humanos estão relacionados com fatores ambientais, organizacionais, de trabalho, além das características humanas e individuais que influenciam o comportamento no trabalho de uma forma que pode afetar a saúde e segurança. Essa abordagem põe o homem como uma parte integrante do projeto da planta, desde as primeiras fases, e mostra que um evento indesejado é o resultado de condições latentes e erros ativos. Condições latentes não afetam imediatamente o funcionamento do sistema, mas em combinação com outros fatores podem resultar em um acidente (Gertman e Blackman, 1994).

4.1.2.2 Classificação do Erro Humano

Existem diversas classificações de Erro Humano, diferindo de autor para autor. Serão apresentadas a seguir, as classificações mais utilizadas nos trabalhos pesquisados.

Um padrão consagrado na classificação dos erros humanos na análise da confiabilidade humana é a classificação proposta por Swain e Guttman (1983). Neste caso, as falhas do operador são descritas em termos de:

- Erro de omissão: Operador omite toda a tarefa ou um passo da tarefa;
- Erro de comissão: o operador executa incorretamente uma tarefa ou ação necessária, ou executa uma tarefa ou ação não requerida pelo sistema (com

potencial de falha). Incluem os erros de seleção, seqüência, tempo (demasiado cedo ou demasiado tarde) e os qualitativos (muito ou pouco).

A inadequação dessa abordagem é que ela se concentra sobre as consequências observáveis de um erro, em vez de suas causas. O erro humano é uma consequência e não uma causa e, uma vez identificado, faz-se necessária uma pesquisa das causas. Seu foco na mudança comportamental desvia consideração de outras causas de erro, como projeto inadequado, procedimentos, fiscalização e assim por diante.

Segundo Reason (1990), nas pesquisas sobre erro humano é reconhecido que existem três tipos principais de erro humano em um nível cognitivo que são: deslizes, enganos e lapsos. Um deslize é definido como um erro que resulta de falhas na execução de uma seqüência de ações. Esta falha de execução pode ocorrer devido a uma ação não intencional sendo conduzida ou através de uma omissão não intencional de uma ação prevista. Um lapso é classificado como um deslize mental, tal como uma falha de memória. Um engano é definido como um erro de seleção para alcançar um resultado desejado.

O IAEA 50-p-10 (1995), que apresenta uma abordagem prática para incorporar ACH em APS, define e classifica o erro humano como uma ação ou omissão que violem os limites de segurança estabelecidos para a instalação, qualquer que seja a sua condição de operação. No caso de uma instalação nuclear, essas ações ou omissões são classificadas em quatro grupos: (a) erros humanos pré-operacionais, decorrentes da realização de procedimentos de manutenção no reator e durante a partida da instalação; (b) erros humanos no gerenciamento da operação, que consistem nas falhas relacionadas à intervenções humanas em sistemas do reator e à execução inadequada de experimentos e de procedimentos para a irradiação de amostras; (c) erros humanos pós-operacionais, que dizem respeito à implementação indevida dos procedimentos de recarga do reator; e (d) erros humanos no gerenciamento de acidentes, os quais se caracterizam por ações ou omissões que possam agravar uma condição de acidente.

4.1.3 Os fatores humanos no ciclo de vida dos sistemas

Os Fatores Humanos sempre são referenciados quando se tenta identificar a causa de um acidente relacionado à natureza humana. A definição tradicional de fatores humanos compreende o estudo científico da interação homem-máquina, em que são analisados os fatores ambientais, organizacionais, de trabalho e as características individuais e humanas que influenciam o comportamento no trabalho de forma a

comprometer a saúde e a segurança (Swain e Guttman, 1983). Com relação às características individuais e humanas são realizadas considerações biomédicas, psicológicas e psico-sociais e inclui também princípios das áreas de seleção de pessoal, treinamento e avaliação do desempenho.

Em um projeto de engenharia, levando-se em conta o sistema e os equipamentos, os fatores humanos são considerados como o conhecimento sobre as capacidades humanas e suas limitações. Isso ajuda a garantir que o projeto do sistema, as tarefas humanas e o ambiente de trabalho sejam compatíveis com os atributos sensoriais, perceptivos, cognitivos e físicos do pessoal que vai operar, manter e dar suporte ao sistema. Neste caso, essas técnicas se referem à engenharia de fatores humanos / engenharia humana. Este ramo da engenharia está preocupado com a concepção de produtos, processos e equipamentos, de modo a maximizá-los no sentido de serem usados confortavelmente, com segurança e eficácia pelas pessoas. Algumas áreas consideradas são o *layout* do local de trabalho, acessibilidade no local de trabalho, interfaces com controles e *displays*, ambiente de trabalho e sinalização. A engenharia de fatores humanos também está preocupada com os aspectos de gerenciamento que incluem treinamento, elaboração de procedimentos, horários de trabalho, pessoal, turnos, horas extras, entre outros que, num estágio posterior, irão influir em falha do sistema (NUREG-0711, 2004).

Organização, sistemas de gestão e projeto da instalação, quando inadequados, são as causas de erros latentes (Reason, 1990). Erros latentes não afetam imediatamente o funcionamento do sistema, mas em combinação com outros fatores podem resultar em um desastre. Por outro lado, erros ativos se manifestam imediatamente assim que eles são cometidos e, se não restabelecidos, podem levar a eventos indesejados (acidentes).

Sabe-se, entretanto, que é impossível conceber uma Planta que seja totalmente “livre de erros humanos”, por ser uma característica intrínseca de qualquer sistema tecnológico. Por conseguinte, a melhoria do nível de segurança de um sistema só é possível por meio da implementação de medidas adequadas que explorem o enorme poder da habilidade humana e do potencial de automação para prevenir ou recuperar erros humanos e para atenuar as suas conseqüências.

A necessidade de incluir considerações de fatores humanos no projeto e na gestão do risco em sistemas tecnológicos é amplamente reconhecida por quase todos empreendedores de tecnologia, dos usuários finais aos prestadores e organismos reguladores e está ganhando cada vez mais reconhecimento. Isso também tem ocorrido com relação às operações de emergência, através de vários relatórios publicados por

agências reguladoras, como a Diretoria de Saúde e Segurança do Reino Unido, US Nuclear Regulatory Comissão e US Minerals Management Services. Estes relatórios fornecem orientação para a integração dos princípios do fator humano no projeto do sistema, desenvolvimento e operação.

4.1.4 Análise da confiabilidade humana (ACH)

4.1.4.1 Confiabilidade humana

Swain e Guttman (1983) descrevem a confiabilidade humana como sendo a probabilidade de que uma pessoa execute corretamente alguma atividade exigida pelo sistema, dentro de um tempo requerido, e não realize nenhuma outra atividade que degrade o sistema. O estudo da confiabilidade humana é uma disciplina científica que envolve a aplicação sistemática de informações sobre as características humanas para melhorar o desempenho dos sistemas.

Os métodos utilizados para avaliar a confiabilidade humana são conhecidos como Análise de Confiabilidade Humana (NUREG-1842, 2006). Na realização de uma ACH é necessário identificar as tarefas que podem ter efeito sobre a confiabilidade e a segurança do sistema e podem envolver tanto abordagens qualitativas como quantitativas. Na abordagem qualitativa, as ações humanas são modeladas, as tarefas analisadas e as possíveis fontes de erros identificadas. Na abordagem quantitativa a ACH está preocupada com a tarefa de quantificar quanto o erro humano pode impactar no risco (Swain e Guttman, 1983).

A análise da confiabilidade humana (ACH) é um dos instrumentos utilizados para melhorar o desempenho humano, fornecendo tanto informações qualitativas como quantitativas. As informações qualitativas identificam as ações errôneas (não desejadas) que podem degradar o sistema, situações de erro provável e os fatores que podem proporcionar erros no desempenho de qualquer ação. As informações quantitativas estimam numericamente a probabilidade de que uma tarefa seja desenvolvida de maneira incorreta ou de que ações não desejadas sejam realizadas (AICHe, 1994). Dessa forma, a ACH é a análise, predição e avaliação do desempenho humano, utilizando como parâmetros as probabilidades de ocorrência de erros humanos (PEH) (Reason, 1990).

4.1.4.2 Principais Métodos de ACH

Hoje em dia existem muitos métodos de ACH disponíveis e várias abordagens gerais para ACH no setor nuclear, com algumas sendo desenvolvidos ou adaptados para outras indústrias como petroquímica, aviação e gestão do tráfego aéreo.

A maioria dos trabalhos na predição de erro humano (métodos para ACH) veio da indústria de energia nuclear, através do desenvolvimento das técnicas de avaliação por especialistas, como o Success Likelihood Index Methodology (SLIM), A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA), Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM), e Technique for Human Error Rate Prediction (THERP). Estes são os métodos que serão discutidos nesta seção por estarem entre aqueles comumente empregados nos estudos de confiabilidade humana das APS (Hollnagel, 1998).

Os métodos THERP, ASEP e SLIM representam a primeira geração, enquanto que ATHEANA e CREAM representam a segunda geração. Eles são avaliados em termos de sua habilidade de tratar adequadamente os aspectos da ACH. Os pontos fortes e fracos identificados pelos métodos centram-se essencialmente na sua capacidade de trabalhar os aspectos da confiabilidade humana que se pretende solucionar.

Technique for human error rate prediction (THERP)

Conforme descrevem seus próprios criadores Swain e Guttman (1983), em sua obra "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", de Agosto de 1983, THERP é um método para a identificação, modelagem e quantificação de um evento de erro humano. É o método mais conhecido e utilizado para se realizar uma ACH. Trata-se de uma técnica para estimar as PEH e avaliar a degradação de um sistema homem-máquina que possa ocorrer por erros humanos, isoladamente ou em conexão com as características relevantes do sistema. É uma técnica de decomposição e consiste no seguinte:

- Decomposição das tarefas em elementos;
- Atribuição das PEH nominal para cada elemento;
- Estimativa dos efeitos dos PSF em cada elemento;
- Modelagem em uma árvore de eventos para ACH;
- Quantificação da PEH da tarefa total.

Após a decomposição de uma tarefa são atribuídas as PEH nominais. O Manual THERP contém um banco de dados de PEH nominais, algumas das quais são

baseadas em evidências empíricas, mas provavelmente, ajustadas pelos autores para o domínio nuclear. O restante dos dados representa um trabalho realizado pelo processo de opinião de especialistas pelos autores, angariadas ao longo de décadas de pesquisa e prática de interações homem-máquina em instalações industriais e militares, incluindo centrais nucleares.

A determinação dos efeitos do PSF ocorre com base em análises qualitativas realizadas pelo analista do cenário. Uma vasta gama de PSF é dada pelo mesmo manual. Eles incluem procedimentos, formação, estresse, experiência do operador, entre outros. O analista utiliza um multiplicador sobre as PEH nominais.

Modelos do nível de dependência são encontrados no mesmo manual. Um caso de dependência seria, por exemplo, uma série de botões idênticos que estão para serem ajustados para o mesmo ponto; se um operador, equivocadamente, define o primeiro botão para um ponto errado, então a probabilidade de que todos os outros sejam definidos para o mesmo ponto errado, aumenta. Não considerar a dependência, poderia ter efeitos adversos nas estimativas das PEH.

O método THERP é uma consagrada técnica de modelagem de ACH, mas tem suas limitações. A principal limitação é que o processo dos PSF não é bem estruturado e é altamente dependente da experiência do avaliador. Além disso, tem havido uma tendência para se usar o estresse e o tempo como os únicos fatores que influenciam as PEH. Isto pode ser atribuído à falta de uma análise sistemática e de uma ferramenta de quantificação para os PSF. O método também dá ênfase especial às centrais nucleares e algumas das condições não são semelhantes aos das plantas de processo químico. Apesar destas limitações, THERP tem sido aplicada não só em instalações nucleares, mas também utilizada no transporte marítimo, em processo químico, em petroquímicas e outras indústrias.

Accident Sequence Evaluation Program HRA Procedure (ASEP)

Conforme descrito em NUREG-1842 (2006) "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure" (ASEP), de Fevereiro de 1987, este é um método com recursos menos intensivos que o THERP. Ao contrário de THERP, ASEP destina-se a ser implementado por analistas de sistemas que não são especialistas em ACH. Dado os "atalhos" no método (em comparação com THERP), a abordagem de quantificação ASEP pretende fornecer algumas estimativas conservativas. ASEP aborda a quantificação dos eventos de erro humano, tanto de pré- acidente como de pós-acidente. É

baseada no THERP, mas propositadamente simplifica as partes do THERP, tais como a modelagem da dependência. Além disso, ASEP é quase auto-suficiente, o usuário não precisa estar familiarizado com THERP e não é necessário usar qualquer um dos modelos THERP ou os seus dados.

Success Likelihood Index Methodology (SLIM) Multi-Attribute Utility Decomposition (MAUD)

Conforme apresentada pela NUREG-1842 (2006), SLIM é uma técnica de quantificação de ACH que pode ser implementada manualmente através da utilização de um programa de computador interativo chamado Multi-Attribute Utility Decomposition (MAUD). Os desenvolvedores desta abordagem recomendam que SLIM seja implementada usando o software, e denominou a abordagem global SLIM-MAUD.

A NUREG-1842 (2006) esclarece ainda que SLIM é um método que usa o julgamento de especialistas para desenvolver as PEH. Sua premissa é que a probabilidade de erro associado a uma tarefa ou uma etapa da tarefa é uma função dos PSF da situação. O processo SLIM taxa numericamente os PSF que influenciam a probabilidade de erro e essas avaliações são combinadas com cada tarefa para dar um índice denominado SLI (Success Likelihood Index). Uma vez que o SLI é determinado, é então convertido em uma PEH usando uma equação de regressão loglinear (AICHE, 1994).

De acordo com Kletz (2001), existem limitações associadas ao SLIM:

- a) O método de ponderação usa um PSF referência. Todos os outros PSF são ponderados em relação a este PSF em particular. Ele não leva em consideração a interação entre todos os PSF sendo analisados.
- b) Não existe nenhuma orientação sobre como dar as classificações. Ela só depende do conhecimento e da experiência dos avaliadores.
- c) SLIM tem força na análise de PSF com influência direta sobre os erros que podem ser procedimentos, treinamento, tempo, estresse, etc, mas não consegue resolver os níveis mais altos, como a gerência.

A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA)

Conforme descrito na NUREG-1624 (2000), ATHEANA é um método de ACH que a Nuclear Regulatory Commission (NRC) desenvolveu a fim de melhorar o estado-da-arte em ACH, especialmente para representar a ACH de forma mais realista possível no que diz respeito ao comportamento humano observado em acidentes e outros

eventos em centrais nucleares. Além de estudar o impacto dos erros de comissão, a abordagem ATHEANA incorpora o entendimento atual de procurar saber por que os erros ocorrem. Estes estudos são realizados com base no trabalho de pioneiros em confiabilidade humana e de opiniões fundamentadas obtidas a partir de um número significativo de acidentes, tanto nucleares, como não nucleares.

Um dos principais desenvolvimentos nessa abordagem é o esquema de pesquisa sistemático e formal para descrever o contexto do cenário e identificar os erros potenciais dentro deste quadro. Neste sentido, sua ênfase na compreensão do contexto e da sua relação causal com o desempenho humano, coloca-o entre os mais completos métodos de ACH. Embora algumas das suas diretrizes possam ser consideradas aplicáveis para a resolução de eventos de erro humano pré-iniciador, uma orientação específica não é provida pelo método. Sua ênfase até agora tem sido a análise de eventos pós-iniciadores. Sua orientação é em grande parte direcionada ao objetivo de identificar e, até certo ponto, modelar os eventos de erro humano, sobretudo a compreensão do contexto relacionado ao cenário sendo analisado. Pelo fato da ATHEANA, em grande parte, não usar uma lista preestabelecida de PSF com os correspondentes fatores quantificados (como é feito em muitos outros métodos de ACH), a quantificação das PEH correspondentes é obtida através de uma abordagem de avaliação por especialistas utilizando as informações do contexto. Para esse fim, o método recomenda que as PEH sejam estimadas por pessoal que esteja o mais familiarizado possível com a ação de interesse (por exemplo, pessoal de operações e de treinamento).

Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM)

O (Hollnagel, 1998) classifica o método CREAM como sendo de segunda geração de ACH. Ele identifica as tarefas ou partes da tarefa que são afetadas pela variação na cognição humana; determina as condições sob as quais a confiabilidade da cognição pode ser reduzida; e, portanto, onde essas tarefas ou ações podem constituir uma fonte de risco. O método também prevê uma avaliação das consequências do desempenho humano na segurança do sistema, que pode ser usada em uma Análise Probabilística de Segurança (APS). CREAM é baseado em uma categoria de sete modos de erro, que são os seguintes:

- Momento: muito cedo / muito tarde;
- Duração: muito longo / muito curto;
- Objeto: ação errada, objeto errado;

- Força: muita / pouca;
- Direção: direção errada;
- Velocidade: muito rápido / muito lento;
- Distância: longe demais / perto demais.

Este método é provado ser uma ferramenta útil para as indústrias nucleares e de aviação, onde o desempenho de tarefas depende muito da cognição humana. Não foi, porém, amplamente aceito na indústria de processo químico, porque as condições de trabalho são diferentes e variam muito da forma manual para a semi-automática.

Embora inúmeras técnicas de quantificação de ACH tenham sido desenvolvidas e aplicadas ao longo dos anos, não existe uma metodologia universalmente aceita com uma sólida base teórica. A maioria dos métodos de ACH utilizados hoje procura sempre levar em consideração os efeitos dos PSF, ou seja, os fatores que influenciam o desempenho humano. Isso é complicado pelo fato de que os PSF são interdependentes, mas os efeitos de interação são extremamente difíceis de avaliar.

O processo de implementação destas técnicas, dentre outras fontes, é descrito com bastante fundamento em NUREG-1792 (2005).

4.1.5 Probabilidade de ocorrência de erro humano (PEH)

A probabilidade de ocorrência do erro humano (PEH) é definida como sendo a razão entre os erros cometidos e o número de oportunidades dadas para a ocorrência do erro (Swain e Guttman, 1983):

$$PEH = \frac{\text{Número de vezes que um erro ocorreu}}{\text{Número de oportunidades dadas para que o erro ocorresse}}$$

Como parte do processo de ACH, há a necessidade de se definir quais erros humanos podem ocorrer e a probabilidade associada, pela atribuição de Probabilidades de Erro Humano (PEH) para os erros identificados. O princípio central da ACH é que as estimativas de PEH devem ser razoavelmente precisas para evitar sub / superestimação do risco real. Do ponto de vista das PEH, as técnicas de ACH também podem ser classificadas em duas categorias, (1) as que usam um banco de dados e; aquelas que se utilizam da Avaliação por Especialistas (Gertman e Blackman, 1994). A abordagem de banco de dados usa um conjunto de PEH genéricas que precisam ser modificadas para se adequarem às condições específicas do sistema em análise. A modificação destas PEH é feita de uma

forma bastante estruturada, principalmente, por considerar os PSF relacionados ao contexto do cenário sendo analisado. Pela abordagem da Avaliação por Especialistas, as PEH são obtidas a partir da própria experiência do pessoal da área, conforme discutido na seção 3.2.

As PEH são classificadas, de acordo com Swain e Guttman (1983) em Probabilidades: Nominal, Básica, Condicional, e Conjunta. A PEH nominal é a probabilidade de um determinado erro humano, quando os efeitos de PSF específicos da Planta ainda não foram considerados; A PEH básica é a probabilidade de erro humano, sem considerar a influência condicional de outras tarefas; A PEH condicional é uma modificação da PEH básica para considerar as influências de outras tarefas ou eventos. Se houver alguma dependência entre os elementos da tarefa, as PEH básicas têm que ser modificadas para a obtenção das probabilidades condicionais. A PEH conjunta é a probabilidade de erro humano de todas as tarefas que devem ser executadas corretamente para conseguir algum resultado final.

Como exemplo, as PEH apresentadas na base de dados de Swain e Guttman (1983) são PEH nominais, ou seja, não estão sendo levados em consideração os PSF para uma determinada instalação ou situação específicas. Estas bases são, ainda hoje, uma referência amplamente utilizada nos trabalhos de ACH / APS.

4.1.6 Fatores de influência no desempenho humano (PSF)

As PEH são os ingredientes essenciais das ACH em sistemas complexos, tais como indústrias de processo ou de usinas nucleares. A maior parte dos dados de PEH existentes, que podem ser utilizados nas ACH, são valores nominais. PEH nominal é a probabilidade de um determinado erro humano, quando os efeitos dos fatores que moldam o desempenho (PSF) ainda não foram considerados (Swain e Guttman, 1983).

Os PSF são fatores que influenciam a confiabilidade humana através de seus efeitos sobre o desempenho. Incluem fatores como condições ambientais, projeto da interface homem-sistema, procedimentos, treinamento, supervisão, etc. A fim de produzir uma análise da confiabilidade humana mais realista, as PEH nominais dos elementos de tarefa devem ser modificadas de acordo com a situação específica (Swain e Guttman, 1983).

Segundo Swain e Guttman (1983), os PSF podem ser externos, internos ou extressores. Os PSF externos incluem todo o ambiente de trabalho, especialmente os equipamentos, os procedimentos escritos ou instruções verbais. Os PSF internos representam as características individuais da pessoa - suas habilidades, sua motivação e as

expectativas - que influenciam o seu desempenho. Os estressores são os psicológicos e fisiológicos que resultam do ambiente de trabalho quando as exigências do sistema não estão em conformidade com a capacidade e as limitações do operador.

Em particular, o banco de dados de erro humano do manual de ACH de Swain e Guttman (1983) tem sido utilizado em vários campos da indústria há muito tempo. As PEH listadas no Manual são nominais, ou seja, são estimativas de PEH de tarefas ou atividades antes de considerar os PSF. As PEH são baseadas em condições médias industriais, ou seja, "condições que não sujeitam um trabalhador a um grau incomum de desconforto e são bastante representativos da indústria".

Como exemplos de parâmetros que podem ser considerados como um fator de influência, na TAB. 4.1-1 são mostrados os principais PSF adotados pelo manual de Swain e Guttman (1983).

TABELA 4.1-1 - Principais PSF para um sistema homem-máquina

FATORES EXTERNOS
Condições de localização / acesso aos locais das ações Temperatura Umidade Qualidade do ar Iluminação Ruído Vibração Grau de limpeza em geral Relação horas de trabalho / descanso Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos Condições de visualização dos displays nos equipamentos Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays Organização de plantões e o número de operadores por turno de trabalho Necessidade de rapidez e precisão na execução de determinadas tarefas Necessidade de interpretação para determinadas tarefas Condições / “clima” para tomada de decisões Repetitividade em determinadas tarefas Grau de complexidade de determinadas tarefas Realização de cálculos em algumas atividades Comunicação entre os membros da equipe Qualidade da interface homem-máquina. Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais Existência ou não de instruções escritas para realização de diagnóstico Coerência nos métodos de trabalho Erro de conteúdo e/ou de seqüência nos procedimentos escritos Comodidade na execução das tarefas
FATORES INTERNOS
Tempo de experiência na função Conhecimento na área de atuação Familiaridade com ações de resposta a situações de emergência. Estado emocional Identificação com o grupo de trabalho Condição física do operador
FATORES ESTRESSORES
Estresse em situações de emergência Duração do estresse Risco de exposição a perigos. Subtaneidade (surpresa) das ocorrências. Carga de trabalho Monotonia no trabalho Períodos longos de vigilância sem ocorrências. Aparição ocasional de ruídos ou outros fatores que causem distração Disparos acidentais e rotineiros de alarmes Caso de fadiga

Uma vez que as condições em instalações nucleares ou industriais podem variar em níveis de qualidade do PSF, a PEH nominal tem que ser modificada pelos PSF daquela determinada situação. O conceito básico do mapeamento é que quanto pior a qualidade do PSF em uma situação específica de tarefa, maior será a PEH do elemento de tarefa. Sua forma modificada é a PEH básica, que é a probabilidade de erro humano de uma tarefa, considerada como uma entidade isolada, não afetada por qualquer outra tarefa. No entanto, um analista da confiabilidade humana deve considerar os efeitos de PSF antes de considerar qualquer dependência entre os elementos de tarefa na ACH para uma operação. É importante salientar também que cada método de ACH tem a sua técnica de considerar os efeitos dos PSF.

Swain e Guttman (1983) afirmam que os PSF são os principais determinantes das PEH. Eles recomendam uma aproximação dos efeitos de fatores estressores por aplicar modificadores às PEH nominais dos elementos de tarefa. O Manual fornece orientações para a estimativa das PEH para quatro níveis de stress; carga de tarefa muito baixa, carga de tarefa ideal, carga de tarefa pesada, e ameaça de estresse.

Park e Jung (1996) em seu trabalho concluem que para aumentar a confiabilidade do operador humano em um sistema como um todo, atenção especial deve ser dada à fase de projeto do sistema e de seleção de pessoal. Ao projetar uma tarefa, as exigências para a tomada de decisão pelo operador devem estar no nível baseado em regra, se possível, e a tarefa deve estimular a atenção do operador, exigindo mais precauções. Além disso, a concepção dos componentes físicos de um sistema deve ser feita em conformidade com os princípios de fatores humanos no projeto.

4.1.7 A importância do erro humano em uma análise probabilística de segurança (APS)

No passado, os requisitos de segurança eram avaliados utilizando análise determinística que partia dos pressupostos mais pessimistas, a fim de garantir a segurança da instalação. Estas técnicas deterministas, no entanto, apenas avaliavam as falhas tradicionais. Este método de análise tinha um problema, que do ponto de vista probabilístico, falhas importantes podiam ser negligenciadas, o que poderia trazer consequências graves (Bedford, 2001).

Gradualmente desde o início dos anos 60, técnicas probabilísticas foram desenvolvidas, tal como a Análise por Árvore de Falhas (AAF) por HA Watson, em 1961, da Bell Telephone Company. Originalmente, ela foi produzida para a avaliação do sistema

de controle de lançamento de foguetes, mas com o tempo, essas técnicas foram introduzidas na indústria nuclear, com os benefícios e resultados já conhecidos. O ponto culminante desta introdução foi a ligação com outras técnicas, como a Análise por Árvore de Eventos (AAE), o que levou à origem do conceito da Análise Probabilística de Segurança (APS). A primeira aplicação abrangente de APS em instalações nucleares foi em 1975, quando o estudo de segurança de reator WASH 1400 foi realizado. Esta análise foi a primeira em comparar estimativas quantitativas de risco de uma central nuclear com outros riscos não-nucleares.

A Análise Probabilística de Segurança (APS) proporciona um modelo consistente e integrado de segurança para as centrais nucleares e instalações industriais em geral. É uma ferramenta conceitual e matemática para gerar estimativas numéricas de risco o que permite mudanças ou alterações no projeto da instalação (IAEA 50-p-10, 1995). Ela difere das análises determinísticas, como mencionado anteriormente, na medida em que proporciona uma abordagem metódica para identificar seqüências de acidentes que podem resultar de uma ampla gama de eventos iniciadores. Ela inclui a determinação sistemática e realística de freqüências de acidentes e suas conseqüências, e busca, tanto quanto possível, a "melhor estimativa".

O principal benefício da APS é que ela oferece uma visão a mais sobre a segurança, em relação à fornecida por qualquer análise determinística. Esta visão inclui a integração de informações sobre o projeto da planta, práticas operacionais, histórico de operação, confiabilidades de componentes, comportamento humano, fenômenos acidentais, e leva em conta os potenciais impactos ambientais e danos à saúde.

As APS utilizam um modelo lógico indutivo, denominado Análise de Árvore de Eventos (AAE), que modela a resposta da instalação à ocorrência de um evento iniciador, em combinação com um modelo dedutivo, denominado Análise de Árvore de Falhas (AAF), que avalia a confiabilidade dos sistemas de segurança e quantifica a freqüência de ocorrência dos principais cenários acidentais. A árvore de falhas em si é um modelo gráfico de diversas combinações paralelas e seqüenciais de falhas, que resultará na ocorrência do evento indesejado pré-definido, geralmente conhecido como o evento topo. As falhas podem ser eventos que estão associados à falha de componentes, erros humanos e/ou eventos externos, como por exemplo, um terremoto ou inundações que podem levar ao evento indesejado. Desta forma, uma árvore de falhas descreve a inter-relação lógica de eventos básicos que levam ao evento indesejado, o evento topo da árvore de falhas (Bedford, 2001).

A Análise por Árvore de Eventos (AAE) é um método lógico-indutivo para identificar as várias e possíveis conseqüências resultantes de um evento inicial. A técnica busca determinar as frequências das conseqüências decorrentes dos eventos indesejáveis, utilizando encadeamentos lógicos a cada etapa de atuação do sistema (Henley e Kumamoto, 1992). Nas aplicações em APS, o evento inicial da árvore de eventos é, em geral, a falha de um componente ou subsistema, sendo os eventos subseqüentes determinados pelas características do sistema.

Verifica-se, portanto, que a APS é um instrumento, metódico e lógico para derivar estimativas numéricas de risco de instalações nucleares, ou mesmo, de qualquer outra planta em geral. Em linhas gerais, suas principais tarefas são: identificar e delinear a combinação dos eventos que podem conduzir a um acidente grave; avaliar a probabilidade esperada de ocorrência de cada combinação; e avaliar as conseqüências. Dessa forma, ao avaliar o nível de segurança das instalações, como por exemplo, uma nuclear, a APS tem por objetivos: apontar as áreas mais indicadas para melhoria; comparar este nível de segurança com padrões explícitos ou implícitos; e ajudar na operação da planta (Henley e Kumamoto, 1992).

O primeiro objetivo visa aumentar a compreensão das questões importantes que afetam a segurança de uma instalação nuclear. Ao fazê-lo, problemas de projeto e operacionais podem ser apontados e áreas para melhoria ou estudo futuro podem ser identificadas. O segundo objetivo contém o elemento de adequação global, em que é possível comparar a avaliação de segurança realizada contra normas apropriadas. Estas normas podem ter os critérios definidos explícita ou implicitamente. O terceiro objetivo visa fornecer informações que podem ajudar na operação da planta, como por exemplo, na melhoria das especificações técnicas, ou no monitoramento da confiabilidade operacional ou da gestão de acidentes. Portanto, o objetivo proposto para a APS, irá definir o âmbito e a extensão do estudo.

Níveis de Análise para APS

O desenvolvimento das APS ao longo dos anos em instalações nucleares levou a três níveis de análise, que são tradicionalmente e internacionalmente aceitos (Hirschberg, 2004):

Nível 1

Este é o nível inicial e o fundamento de uma APS. Este nível proporciona uma avaliação do projeto e da operação da planta, focado nas seqüências de acidentes que

podem levar a danos no núcleo. É nesta parte da APS que podem aparecer informações importantes como os pontos fortes do projeto e de suas fraquezas, bem como formas para prevenir danos ao núcleo, que na maioria dos casos seria um precursor de acidentes que resultariam em grandes liberações radioativas com potencial de consequências na saúde e no meio ambiente.

Nível 2

Este nível de análise baseia-se nas análises já realizadas no estudo de 1º Nível. O Nível 2 também aborda os fenômenos de acidentes com dano ao núcleo, mas o faz em termos da resposta de confinamento. Esta análise avalia a resposta de confinamento para as cargas esperadas resultantes do acidente de uma sequência em particular, como também o transporte de radionuclídeos do núcleo para o meio ambiente.

Nível 3

Além da análise realizada por uma análise de nível 2, um escopo completo da aplicação da APS Nível 3 também analisa a dispersão de radionuclídeos para o meio ambiente, analisando os potenciais efeitos ambientais e na saúde. Este nível de análise fornece uma visão sobre a importância relativa de prevenção e mitigação de acidentes com respeito aos efeitos adversos sobre a saúde dos trabalhadores da planta como também do público em geral e da contaminação do solo, ar, água e alimentos.

Uma APS Nível 1 para instalações nucleares, por exemplo, pode ser dividida em várias partes constituintes, das quais as que se seguem são consideradas as mais importantes:

- Definição do escopo de uma APS;
- Familiarização com a Planta e coleta de informações;
- Seleção dos Eventos Iniciadores para serem avaliados;
- Modelagem da sequência de acidentes;
- Modelagem do sistema;
- A aquisição de dados e avaliação;
- Quantificação da sequência de acidentes.

A definição do escopo de uma APS é de grande importância para que seja cumprido o objetivo global do estudo. A maioria das APS de uma instalação nuclear considera inicialmente a modelagem da planta em condições operacionais normais de funcionamento a 100% de potência total (ou a potência na qual a planta passa a maior parte da sua vida operacional). Todas as APS, no mínimo, cobrem os eventos que ocorrem

internamente a planta, o que poderia, potencialmente, levar a um acidente grave. A opção de incluir outros eventos, tais como riscos internos e externos (incêndio, inundação e eventos sísmicos) depende do objetivo e da utilização da APS como também das restrições de custo.

A familiarização com a Planta e a coleta de informações podem ser uma das atividades mais difíceis e a que leva mais tempo na elaboração de uma APS. O volume de informações necessárias para serem introduzidas em uma APS é enorme e depende de vários aspectos, como por exemplo, se a APS está sendo realizada por analista que já tem o projeto detalhado e informações operacionais da planta.

A Seleção de Eventos Iniciadores é uma das partes mais críticas de uma APS. Esta é uma das tarefas que garante a conformidade da APS dentro do escopo definido, pois a omissão de um ou mais eventos significantes pode ter um efeito profundo sobre os resultados globais. No âmbito de uma APS, os eventos iniciadores são provenientes de várias fontes, incluindo o histórico operacional e análises dedutivas para formar o ponto de partida da APS. A lista geral de Eventos Iniciadores é normalmente reduzida agrupando aqueles, que impõem uma resposta semelhante da planta. Cada grupo pode, então, ser submetido a uma única análise, reduzindo o esforço analítico necessário.

A Modelagem da sequência de acidentes é a determinação das possíveis respostas da planta a cada um dos grupos de eventos iniciadores definidos. Esta modelagem resulta na geração de sequências acidentais com uma determinada consequência, e é normalmente realizada através da AAE.

A Modelagem do Sistema fornece o detalhamento dos eventos constituintes da sequência de acidentes definida pela modelagem da sequência de acidentes. Os eventos mais comuns que são modeladas são o sucesso ou falha de um sistema de segurança. A AAF é o método mais utilizado para o desenvolvimento desses modelos.

A Aquisição e Avaliação de Dados é a última tarefa antes da quantificação da APS. Inclui os dados necessários na determinação das frequências dos eventos iniciadores como entrada nas árvores de eventos e os dados de falha de componentes, reparo, teste, manutenção e dados de erro humano para a entrada nas árvores de falhas. Para cada um destes, a identificação das fontes de dados e da coleta dos dados são necessárias, juntamente com a seleção e aplicação das técnicas de estimativa.

A Quantificação da Sequência de acidentes é o auge de todas as tarefas anteriores da APS. A quantificação é realizada utilizando soluções associadas de Álgebra de Boole com a AAE e AAF e pela determinação da importância relativa da frequência de

dano ao núcleo dos diversos eventos contribuintes. A quantificação do modelo final, devido ao seu tamanho e complexidade, é normalmente realizado utilizando códigos de computador, seja código para árvore de eventos ou árvore de falhas em separado, ou usando um código que liga diretamente as árvores de eventos e árvores de falhas.

As seguintes referências devem ser consultadas para informações adicionais sobre as APS: Misra (1992), Bedford (2001) e Henley e Kumamoto (1992).

O evento erro humano nas APS

IAEA TECDOC-1048 (1998) ressalta que dada a participação fracionária de erro humano em falhas de sistemas ser alta, é muito importante que as APS incorporem os eventos de erros humanos de forma eficiente, o que poderá ocorrer na AF ou na AE. A fim de cumprir este requisito, o método de Análise de Confiabilidade Humana (ACH) deve ser adequadamente selecionado e os dados de probabilidade de erro humano (PEH) devem ser, o mais representativos possível, pois nenhum estudo de APS pode ser considerado completo e preciso sem a incorporação adequada de análise de confiabilidade humana (IAEA 50-p-10, 1995). A abordagem mais empregada na incorporação de ACH em APS é pela Análise por Árvore de Falhas (AAF).

O fator humano é levado em conta nas APS em dois níveis: funcionamento normal e operação de emergência. Em ambos os casos, a confiabilidade humana está preocupada com o entendimento do mecanismo do "erro humano" a fim de modelá-lo (IAEA 50-p-10, 1995).

Alterações resultantes da aplicação de uma ACH na APS podem incluir, por exemplo: necessidade de novos procedimentos, revisão de procedimentos ou especificações técnicas, re-treinamento, instalação de componentes adicionais ou de automação e modificações de sistemas.

Apesar de ser reconhecida a importância do evento erro humano em uma APS, a história mostra que o foco das APS tem sido a modelagem dos componentes e do seu impacto sobre o nível de segurança da planta. O componente humano foi, desde o início, incluído nos modelos, mas sempre foi tratado muito superficialmente. Isto foi parcialmente devido ao nível do conhecimento e da limitada disponibilidade de dados relevantes. Isso apontou para a necessidade de atualizar as ACH para padrões mais elevados em termos de alcance e profundidade da análise. As técnicas de ACH amadureceram nos últimos anos, permitindo, assim, alcançar um estado mais central nas APS atuais (Gertman e Blackman, 1994).

Embora o equilíbrio entre a modelagem de componentes e do desempenho humano esteja melhorando, o estado da arte das APS é ainda um tanto centrado em componentes / sistemas. A transição para que o foco seja no fator humano é desejável, mas é provável que seja ainda relativamente lento (Hirschberg, 2004).

4.1.8 Introdução à lógica *fuzzy*

Esta seção é composta por uma exposição breve dos conceitos mais importantes da Lógica *fuzzy* e da Teoria dos conjuntos *fuzzy* utilizadas como núcleo da metodologia deste trabalho.

Uma das tecnologias mais recentemente desenvolvidas no tratamento e análise científica tem sido a Inteligência Artificial. Este conjunto de técnicas permite uma representação do conhecimento humano em linguagem que pode ser objeto de processamento pelos computadores. O desenvolvimento dos computadores nas últimas décadas permitiu que as teorias do conhecimento que propunham algoritmos, até então inviáveis pelo custo computacional, pudessem ser testadas e desenvolvidas. A representação do conhecimento do especialista é o núcleo de todo este desenvolvimento, e faz parte das funções do pesquisador que utiliza a Inteligência Artificial estabelecer parâmetros e variáveis que possam representar este conhecimento.

A Teoria da Probabilidade estabelece um tratamento da incerteza implícita no conhecimento humano sobre os resultados de um fenômeno randômico, mas não consegue tratar a incerteza da classificação (a escolha de uma classe para certo resultado), que tem sido chamada para estas aplicações, de imprecisão (Singpurwalla e Booker, 2004). A Teoria dos conjuntos *fuzzy* estabelecida por Zadeh (1965) consegue tratar a incerteza acumulada no processo de classificação. Desta forma, a incerteza e a imprecisão podem fazer parte do mesmo estudo utilizando concomitantemente as duas teorias, da Probabilidade e da Possibilidade, como afirma o próprio Zadeh: "(...) a probabilidade deve ser utilizada em conjunto com a lógica fuzzy para enfatizar sua efetividade. Nesta perspectiva, a teoria da probabilidade e a lógica fuzzy são complementares mais do que competitivas" (Zadeh, 1995).

O conhecimento dos especialistas normalmente se apóia em termos como "altamente provável", "difícilmente", e "quase certamente" para a expressão de suas conclusões. Estas expressões caracterizam uma heurística própria e adquirida com a experiência sobre o domínio de eventos do problema (Luger, 2005).

Formalmente a Lógica *fuzzy* permite o tratamento da chamada inferência abdutiva, onde a partir de $(P \rightarrow Q)$ e Q é possível inferir P .

Um dos axiomas fundamentais da Teoria dos conjuntos clássica estabelece que "para qualquer elemento e um conjunto, pertencentes a algum universo, o elemento ou é um membro do conjunto ou é um elemento do complemento daquele conjunto". Outro axioma importante é o do *Meio Excluído*, onde um elemento não pode pertencer simultaneamente a um conjunto e ao seu complemento. Estes axiomas são violados pela Teoria de conjuntos *fuzzy*, segundo o qual a teoria de conjuntos tradicional é referida como *crisp*.

A Lógica *fuzzy* é baseada na teoria dos Conjuntos *fuzzy* para sua representação. Neste tipo de Lógica há a presença de uma série de elementos, entre esses podem ser citadas as Proposições *fuzzy* e a Inferência *fuzzy*. Na literatura são encontrados vários métodos de inferência utilizando o paradigma *fuzzy*.

Teoria dos conjuntos *fuzzy*

A Lógica *fuzzy* é uma lógica de valores múltiplos, que permite valores intermediários definidos entre as avaliações convencionais como verdadeiro/falso, sim/não, baixa/alta, etc. Noções como muito alto ou muito rápido podem ser formuladas matematicamente e processadas por computadores, possibilitando uma forma "mais humana" de pensar na sua programação. O Sistema *fuzzy* é uma alternativa às noções tradicionais de conjuntos e lógica, que tiveram suas origens na antiga filosofia grega (Klir e Folger, 1988).

A teoria dos conjuntos *fuzzy* considera um número infinito de "graus de pertinência", um conjunto diferente de valores do tradicional de 0 e 1 presentes na teoria clássica de conjuntos. Um conjunto *fuzzy* pode ser definido como uma coleção de elementos em um universo de informações, onde o limite do conjunto contido no universo é ambíguo, vago e difuso.

Na teoria clássica um conjunto A cujos membros são a_1, a_2, a_3 é geralmente definido por:

$$A = \{a_1, a_2, a_3\} \quad (1)$$

Este conjunto pode ser definido por uma função chamada de função característica, que declara quais elementos de X são membros do conjunto e quais não são. Esta função, γ_A , é representada então por:

$$\gamma_A(x) = \begin{cases} 1 & \text{para } x \in A \\ 0 & \text{para } x \notin A \end{cases} \quad (2)$$

Caso um conjunto não contenha nenhum membro este conjunto é chamado de conjunto vazio e representado por $\emptyset$.

Dentre as operações utilizadas na teoria clássica dos conjuntos pode-se destacar a união representada por $\cup$, intersecção representado por $\cap$ e o complemento representado por $\neg$.

A união dos conjuntos A e B é denotada por:

$$A \cup B = \{x \mid x \in A \text{ ou } x \in B\} \quad (3)$$

Esta operação pode ser considerada como a soma de dois conjuntos.

A intersecção de dois conjuntos A e B é denotada por:

$$A \cap B = \{x \mid x \in A \text{ e } x \in B\} \quad (4)$$

O complemento representa os elementos que não fazem parte de um conjunto:

$$\neg A = \{x \mid x \in X \text{ e } x \notin A\} \quad (5)$$

Utilizando esta linguagem apresentada, descrevem-se a seguir, alguns fundamentos dos conjuntos fuzzy com base as apresentações feitas por Uhrig e Tsoukalas (1996) e Klir e Folger (1988).

Um Conjunto *fuzzy* é definido em um universo de discurso (conjunto base) X :

$$A: X \rightarrow [0,1] \quad (6)$$

Este tipo de conjunto permite que os seus membros tenham diferentes graus de pertinência (função de pertinência) no intervalo $[0,1]$. Um conjunto *fuzzy* sobre um conjunto clássico X é caracterizado pela sua função de pertinência e pode ser definido da seguinte forma:

$$\tilde{A} = \{(x, \mu_A(x)) \mid x \in X\} \quad (7)$$

onde $\mu_A(x)$ representa o grau com que x pertence a A .

Com a incorporação do conceito de “grau de verdade”, a teoria dos conjuntos *fuzzy* estende a teoria dos conjuntos clássicos. Os grupos são rotulados qualitativamente (usando termos lingüísticos, tais como: alto, morno, ativo, pequeno, perto, etc.) e os elementos destes conjuntos são caracterizados variando o grau de pertinência (valor que indica o grau em que um elemento pertence a um conjunto). Por exemplo, um homem de 1,80 metros e um homem de 1,75 metros são membros do conjunto “alto”, embora o homem de 1,80 metros tenha um grau de pertinência maior neste conjunto.

Função de pertinência

A função de pertinência $\mu_A(x)$ quantifica o grau de pertinência dos elementos x para o conjunto fundamental X . Um mapeamento de um elemento para o valor 0 significa que o membro não está incluído naquele determinado conjunto, 1 descreve um membro totalmente incluído. Valores estritamente entre 0 e 1 caracterizam os membros *fuzzy*.

As funções de pertinência mais empregadas são: função S, trapezoidal, triangular, gaussiana e sigmoideal. Pode ser também de tipo arbitrária.

Nas FIG. 4.1-1, FIG. 4.1-2, FIG. 4.1-3 e FIG. 4.1-4 são apresentados os gráficos das funções de pertinência mais empregadas em aplicações *fuzzy*.

$$S(x; \alpha, \beta, \gamma) = \begin{cases} 0 & \text{for } x \leq \alpha \\ 2\left(\frac{x-\alpha}{\gamma-\alpha}\right)^2 & \text{for } \alpha \leq x \leq \beta \\ 1 - 2\left(\frac{x-\alpha}{\gamma-\alpha}\right)^2 & \text{for } \beta \leq x \leq \gamma \\ 1 & \text{for } \gamma \leq x \end{cases}$$

FIGURA 4.1-1 - Função de pertinência crescente

$$Z(x; \alpha, \beta, \gamma) = \begin{cases} 1 & \text{for } x \leq \alpha \\ 1 - 2\left(\frac{x-\alpha}{\gamma-\alpha}\right)^2 & \text{for } \alpha \leq x \leq \beta \\ 2\left(\frac{x-\alpha}{\gamma-\alpha}\right)^2 & \text{for } \beta \leq x \leq \gamma \\ 0 & \text{for } \gamma \leq x \end{cases}$$

FIGURA 4.1-2 - Função de pertinência decrescente

FIGURA 4.1-3 - Função de pertinência trapezoidal

FIGURA 4.1-4 - Função de pertinência triangular

Uma notação convencional para conjuntos *fuzzy* muito utilizada para conjuntos discretos é indicada a seguir para um conjunto *fuzzy* A por:

$$\tilde{A} = \frac{\mu_A(x_1)}{x_1} + \frac{\mu_A(x_2)}{x_2} + \dots = \sum_i \frac{\mu_A(x_i)}{x_i} \quad (8)$$

e, quando o universo de discurso U é infinito e contínuo, o conjunto *fuzzy* A é denotado por:

$$\tilde{A} = \int \frac{\mu_A(x)}{x} \quad (9)$$

Variáveis linguísticas

O desenvolvimento de um sistema com conjuntos *fuzzy* envolve a concepção das funções de pertinência que atribuem valores linguísticos para as variáveis linguísticas. Uma variável *fuzzy* é subdividida em seu universo de discurso (ou seja, raio de ação) em funções de pertinência associadas a cada possível valor assumido pela variável para aquele conjunto. Assim, neste trabalho, numa avaliação de um especialista para a chance de

ocorrência de um determinado erro em uma tarefa elementar, a probabilidade avaliada é considerada uma variável *fuzzy*, e os qualificadores possíveis (baixa, moderada, alta, etc.) são os possíveis valores assumidos por esta variável. A forma da função de pertinência afeta o desempenho do sistema de inferência *fuzzy*, que envolve a escolha de todo um conjunto de parâmetros, operadores lógicos e regras determinadas pela Lógica *fuzzy*. Em geral, as funções triangular e trapezoidal representam um bom compromisso entre o poder descritivo desta linguagem e a simplicidade computacional.

Operações de Conjuntos *fuzzy*

Pelo fato da Teoria dos Conjuntos *fuzzy* ser uma extensão da Teoria Clássica dos Conjuntos, as operações entre Conjuntos *fuzzy* são definidas como uma extensão das operações e relações da Teoria Clássica.

Assim como nos conjuntos *crisp* (clássicos), as "generalizações" das operações lógicas tradicionais como, por exemplo, união, intersecção e complemento, podem ser aplicadas a conjuntos *fuzzy*.

União

A operação União (e a operação de intersecção também) pode ser definida de muitas maneiras nesta teoria. Aqui, é discutida a definição que mais utilizada na engenharia. A União de dois conjuntos *fuzzy* é definida por um conjunto *fuzzy* $\tilde{C}$ definido por um operador *max* (máximo) aplicado a $\tilde{A}$ e a $\tilde{B}$ que apresenta funções de pertinência $\mu_{\tilde{A}}(x)$ e $\mu_{\tilde{B}}(x)$ descrito como $\tilde{C} = \tilde{A} \cup \tilde{B}$, cuja função de pertinência está relacionada àquelas de $\tilde{A}$ e $\tilde{B}$ da seguinte maneira:

$$\forall x \in U : \mu_{\tilde{C}} = \max[\mu_{\tilde{A}}(x), \mu_{\tilde{B}}(x)] \quad (10)$$

Na FIG. 4.1-5 é mostrada a operação União graficamente.

FIGURA 4.1-5 - União de dois conjuntos *fuzzy*

Intersecção

De acordo com o operador *min* a intersecção de dois conjuntos *fuzzy* $\tilde{A}$ e $\tilde{B}$ com as funções de pertinência $\mu_{\tilde{A}}(x)$ e $\mu_{\tilde{B}}(x)$ respectivamente, é um conjunto *fuzzy* $\tilde{C}$, descrito como $\tilde{C} = \tilde{A} \cap \tilde{B}$, cuja função de pertinência está relacionada àquelas de $\tilde{A}$ e $\tilde{B}$ como segue:

$$\forall x \in U : \mu_{\tilde{C}} = \min \left[\mu_{\tilde{A}}(x), \mu_{\tilde{B}}(x) \right] \quad (11)$$

Na FIG. 4.1-6 é mostrada a operação intersecção graficamente.

FIGURA 4.1-6 - Intersecção de dois Conjuntos *fuzzy*

Complemento

O complemento de um conjunto $\tilde{A}$, denotado $\bar{\tilde{A}}$, é definido como a coleção de todos os elementos do universo que não residem no conjunto $\tilde{A}$.

$$\forall x \in U : \mu_{\bar{\tilde{A}}} = 1 - \mu_{\tilde{A}}(x) \quad (12)$$

Na FIG. 4.1-7 é mostrada a operação intersecção graficamente.

FIGURA 4.1-7 - Complemento de um conjunto *fuzzy*

É importante observar que, embora as equações de complemento, união e intersecção pareçam ser as mesmas para os conjuntos clássicos e *fuzzy*, elas diferem no fato de que $\mu_{\bar{A}}(x)$ e $\mu_{\bar{B}}(x)$ podem assumir qualquer valor no intervalo completo $[0,1]$.

Além das operações, os Conjuntos *fuzzy* possuem algumas características especiais. Entre tais características encontram-se: Corte α , Conjunto de Níveis, Suporte, Altura e Normalização. A seguir tais características serão apresentadas de forma sintética, supondo que A é um conjunto *fuzzy* sobre o conjunto base X (Klir e Folger, 1988).

Corte α

O Corte α (${}^{\alpha}A$) de um conjunto *fuzzy* A corresponde ao conjunto clássico que contém todos os elementos do conjunto universo X com grau de pertinência em A maior ou igual a α , enquanto que o Corte α forte (${}^{\alpha+}A$) contém todos os elementos em um conjunto universo X com grau maior que α , onde $\alpha \in [0,1]$, como segue:

$${}^{\alpha}A = \{x \in X \mid A(x) \geq \alpha\} \quad (13)$$

$${}^{\alpha+}A = \{x \in X \mid A(x) > \alpha\} \quad (14)$$

Conjunto de Níveis

O Conjunto de Níveis (Λ) de um Conjunto *fuzzy* A corresponde a um conjunto que contém todos os valores $\alpha \in [0,1]$ e que representam os Cortes α de A distintos. O Conjunto de Níveis do conjunto *fuzzy* A é representado formalmente por: $\Lambda A = \{\alpha \mid A(x) = \alpha \text{ para algum } x \in X\}$

Suporte

O Suporte de um Conjunto *fuzzy* A , em um conjunto universo X , é o Conjunto Tradicional que contém todos os elementos de X que possuem grau de pertinência diferente de zero em A . Claramente, o Suporte de A é exatamente o mesmo que o Corte α forte de A para $\alpha = 0$. Vários símbolos especiais costumam ser usados para representar o Suporte de um conjunto, tais como: $S(A)$ ou $supp(A)$. Neste trabalho usará a simbologia de ${}^{0+}A$ para esta representação.

$${}^{0+}A = \{x \in X \mid A(x) > 0\} \quad (15)$$

Altura

A Altura (h) de um Conjunto *fuzzy* A corresponde ao seu maior grau de pertinência, entre todos os elementos do conjunto, ou seja, $h(A) = \sup_{x \in X} A(x)$.

Normalização

Um Conjunto *fuzzy* A é chamado de *Normal* quando a sua Altura é igual a 1, ou seja, pelo menos um grau de pertinência, dos elementos do conjunto, possui valor máximo, enquanto que os conjuntos que não possuem Altura igual a um são chamados de *subnormal*. Portanto:

A é dito normal se $h(A) = 1$

A é dito subnormal se $h(A) < 1$

Proposição e Implicação Fuzzy

Conforme ressaltam Klir e Folger (1988), a extensão das discussões sobre a inferência dedutiva *fuzzy* é simples. A proposição *fuzzy* $\tilde{P}$ tem um valor no intervalo fechado $[0,1]$. O valor verdade de uma proposição $\tilde{P}$ é dado por:

$$T(\tilde{P}) = \mu_{\tilde{A}}(x) \quad \text{onde } 0 \leq \mu_{\tilde{A}} \leq 1 \quad (16)$$

assim, o grau de verdade para $\tilde{P} : x \in \tilde{A}$ é o grau de pertinência de x in A .

Os conectivos lógicos de negação, conjunção, disjunção e implicação são da mesma forma definidos para a lógica *fuzzy*.

Negação:

$$T(\overline{\tilde{P}}) = 1 - T(\tilde{P}) \quad (17)$$

Disjunção:

$$\tilde{P} \vee \tilde{Q} \Rightarrow x \in \tilde{A} \text{ or } \tilde{B} \quad (18)$$

$$\text{Portanto, } T(\tilde{P} \vee \tilde{Q}) = \max(T(\tilde{P}), T(\tilde{Q}))$$

Conjunção:

$$\begin{aligned} \tilde{P} \wedge \tilde{Q} &\Rightarrow x \in \tilde{A} \text{ and } \tilde{B} \\ \text{Portanto, } T(\tilde{P} \wedge \tilde{Q}) &= \min(T(\tilde{P}), T(\tilde{Q})) \end{aligned} \quad (19)$$

Implicação

$$\begin{aligned} \tilde{P} \rightarrow \tilde{Q} &\Rightarrow x \text{ é } \tilde{A}, \text{ então } x \text{ é } \tilde{B} \\ T(\tilde{P} \rightarrow \tilde{Q}) &= T(\overline{\tilde{P}} \vee \tilde{Q}) = \max(T(\overline{\tilde{P}}), T(\tilde{Q})) \end{aligned} \quad (20)$$

Assim, uma implicação lógica *fuzzy* resultaria em uma regra *fuzzy*

$$\underset{\sim}{P} \rightarrow \underset{\sim}{Q} \Rightarrow \text{Se } x \text{ é } \underset{\sim}{A}, \text{ então } y \text{ é } \underset{\sim}{B} \quad (21)$$

e o equivalente a seguinte relação *fuzzy*

$$\underset{\sim}{R} = (\underset{\sim}{A} \times \underset{\sim}{B}) \cup (\overline{\underset{\sim}{A}} \times \underset{\sim}{Y}) \quad (22)$$

com uma função grau de pertinência

$$\mu_{\underset{\sim}{R}} = \max \left\{ (\mu_{\underset{\sim}{A}}(x) \wedge \mu_{\underset{\sim}{B}}(y)), (1 - \mu_{\underset{\sim}{A}}(x)) \right\} \quad (23)$$

Computação com palavras

Onisawa (1988a) e Onisawa (1995) defendem a lógica *fuzzy* como uma metodologia que permite a computação com palavras, afirmando que nenhum outro método de modelagem o faz com tal flexibilidade. Mencionam ainda que a computação com palavras é necessária quando a informação disponível é imprecisa para justificar o uso de números, e quando há uma tolerância de imprecisão que pode ser explorada para alcançar a manuseabilidade, robustez, solução de baixo custo e melhor conformidade com a realidade.

Luger (2005) localiza a inferência *fuzzy* como um dos três métodos de inferência abdutiva mais importantes: a Teoria de Certeza de Stanford, o Raciocínio Fuzzy e a Teoria da Evidência de Dempster-Shafer (Luger, 2005).

A computação com palavras exige trabalhar com a linguagem e conhecimento. Klir e Folger (1988) indicam que a língua está associada à imprecisão e, a fim de modelar conceitos vagos, a lógica utilizada não precisa seguir a lei do meio excluído e a lei de contradição.

4.1.9 Sistemas de lógica *fuzzy* (SLF)

O processamento das informações em um Sistema de Lógica *fuzzy* (SLF) é realizado pelo Sistema de Inferência *fuzzy* (*Fuzzy Inference System* - FIS). O FIS é um sistema que interpreta os valores de um vetor de entrada e, com base em alguns conjuntos de regras e operações de lógica *fuzzy*, atribui valores para o vetor de saída. Existem dois tipos de sistemas de inferência *fuzzy* que podem ser implementados: tipo Mamdani e tipo Sugeno (Mendel, 1995).

O método Mamdani é o mais comumente utilizado na implementação deste tipo de inferência lógica. Este método foi introduzido por Mamdani e Assilian em 1975.

O processo de tomada de decisão é a parte mais importante do sistema e é baseado, principalmente, nos conceitos da teoria dos conjuntos *fuzzy*, implicação *fuzzy* SE – ENTÃO e a lógica *fuzzy*. Estes conceitos envolvem o conhecimento para a realização do raciocínio dedutivo (Sivanandam et al., 2007).

Este sistema pode ter entradas *fuzzy* ou *crisp*, mas as saídas produzidas quase sempre são conjuntos *fuzzy*. Um FIS tem cinco blocos funcionais principais, como descrito na FIG. 4.1-8.

Fonte: Adaptado de Sivanandam et AL (2007)

FIGURA 4.1-8 - Sistema de Inferência *fuzzy*

- Base de regras: contêm as regras fuzzy SE – ENTÃO;
- Base de dados: define as funções de pertinência dos conjuntos fuzzy utilizados nas regras fuzzy;
- Unidade de tomada de decisão: realiza as operações de inferência sobre as regras;
- Interface de *fuzzificação*: transforma as entradas *crisp* em graus de correspondência com os valores linguísticos;
- Interface de *defuzzificação*: transforma os resultados da inferência fuzzy em uma saída *crisp*.

O processo de inferência no FIS é baseado na regra que assume a forma: **Se x é A , Então y is B** , onde A e B são valores linguísticos definidos por conjuntos *fuzzy* sobre os intervalos (universos de discurso) X e Y , respectivamente. A parte **Se** da regra do " x é A " é chamada de antecedente ou premissa, enquanto a parte **Então** da regra " y é B " é chamada de conseqüente ou conclusão.

As etapas do raciocínio *fuzzy* (operações de inferência pela regra *fuzzy* SE – ENTÃO) realizadas pelo FIS são:

1. Comparar as variáveis de entrada com as funções de pertinência na parte do antecedente da regra para obter os valores de pertinência de cada valor lingüístico (este passo é denominado *fuzzificação*);
2. Combinar os valores de pertinência na parte da premissa da regra para obter o valor ponderado de cada regra;
3. Gerar os consequentes qualificados (*fuzzy* ou *crisp*);
4. Agregar os consequentes qualificados para produzir uma saída *crisp*. (Essa etapa é chamada *defuzzificação*).

4.1.10 Descrição operacional do reator de pesquisa IEA-R1

O Centro do Reator de Pesquisa (CRPq) do IPEN tem como missão utilizar o Reator Nuclear IEA-R1 para produzir conhecimento científico e tecnológico, formar recursos humanos e fornecer produtos e serviços, sempre comprometido com a segurança, a melhoria da qualidade de vida e o meio ambiente.

O IEA-R1 é um reator de pesquisa do tipo piscina, moderado, e refrigerado a água leve, utilizando grafite como refletor. Foi projetado e construído pela empresa norte-americana Babcock & Wilcox, em 1956. Sua primeira criticalidade ocorreu em 16 de setembro de 1957 e, após a fase inicial de testes e comissionamento, passou a operar na potência de 2MW, segundo um ciclo de 8 horas por dia, 5 dias por semana. Decorrente do aumento na demanda de radioisótopos para a medicina, indústria e agricultura, bem como para readequação aos novos requisitos de segurança, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), por meio da Diretoria de Reatores, iniciaram em meados de 1995 o projeto de modernização do reator, incluindo o aumento da sua potência para 5 MW. Em 16 de setembro de 1997, ocasião em que completou 40 anos, foi alcançada a potência planejada.

Atualmente, o reator IEA-R1 está sendo utilizado para os seguintes fins:

- Produção de radioisótopos para aplicações na medicina, indústria e agricultura e prestação de serviços como análise por ativação e neutrongrafia;
- Análise radioquímica de amostras através do método de análise por ativação;
- Servir como uma fonte intensa de nêutrons em experimentos científicos de física nuclear, química, engenharia e biologia;
- Realização de experimentos visando a obtenção de parâmetros nucleares;

- Treinamento do corpo científico do IPEN-CNEN/SP em física de reatores, projetos, desenvolvimento de instrumentação nuclear e segurança de reatores;
- Treinamento e formação de operadores de reator.

O prédio do reator possui 5 pavimentos:

- No subsolo encontra-se a casa de máquinas que acomoda os sistemas de resfriamento, tratamento e re-tratamento de água da piscina;
- No primeiro pavimento, encontram-se os "beam holes", ou seja, canais que disponibilizam os feixes de nêutrons para os experimentos de física nuclear, física da matéria condensada e aplicações comerciais (neutronografia);
- O segundo pavimento acomoda a casa de máquinas do sistema de ventilação e ar condicionado, almoxarifados e sala de apoio da proteção radiológica;
- No terceiro pavimento encontram-se a sala de controle, o saguão da piscina e a oficina mecânica. No interior da piscina localiza-se a placa matriz que acomoda os elementos combustíveis, elementos combustíveis de controle, refletores, dispositivos para irradiação de amostras e os canais para medição da potência do reator;
- No quarto pavimento localiza-se o sistema de exaustão normal e de emergência do prédio do Reator.

4.1.10.1 Estrutura física do reator

O IEA-R1 está imerso em uma piscina contendo 273m^3 de água desmineralizada. A piscina possui cerca de 9 metros de profundidade por 3,05 metros de largura e 10,65 metros de comprimento e é mostrada na FIG. 4.1-9.

Fonte: <https://www.ipen.br/sitio/?idc=263>

FIGURA 4.1-9 - Piscina do reator

Conforme mostrado na FIG. 4.1-9, a piscina está dividida em dois compartimentos, o da direita, utilizado para operação do reator e o da esquerda, utilizado para o armazenamento do combustível queimado e manuseio de amostras. O núcleo do reator está situado a 6,9 metros da superfície da piscina, têm a forma de um paralelepípedo composto por 20 elementos combustíveis padrões, 4 elementos combustíveis de controle, cerca de 25 elementos refletores, 7 posições para irradiação de amostras e tampões encaixados verticalmente em uma placa matriz de alumínio. Esta placa é sustentada por uma treliça conectada a uma plataforma móvel que permite o seu deslocamento ao longo da piscina, e é mostrada na FIG. 4.1-10.

Fonte: <https://www.ipen.br/sitio/?idc=263>

FIGURA 4.1-10 - Placa matriz do núcleo do reator

Sala de Controle

A Sala de controle no reator IEA-R1 é o compartimento contendo os controles e a instrumentação necessários ao controle das condições operacionais do reator e sistemas auxiliares, de modo a assegurar o seu funcionamento e desligamento confiável e seguro, em situações normais, anormais e de acidentes. Esta sala é utilizada para operação normal, mas há também uma sala de emergência, para ser utilizada no caso da sala de controle se tornar inacessível. Ela está situada no terceiro pavimento do edifício do reator, no lado sul da instalação. Os itens principais da sala são a mesa de controle do reator e os painéis auxiliares, a partir dos quais os operadores controlam e monitoram os diversos sistemas da instalação. Os instrumentos de apoio à operação presentes nessa sala são os seguintes:

- Monitores de radiação de área, dutos e contaminação de ar;
- Sistema de Alarmes de Radiação;
- Comando das bombas dos circuitos primário, secundário e ventiladores das torres de resfriamento;
- Comandos do Sistema de Ventilação e Exaustão de Ar-Condicionado;
- Alarme de incêndio;
- Comando do Sistema de Resfriamento de Emergência;
- Comando das válvulas de isolamento do circuito primário;

- Iluminação de emergência;
- Indicação de condutividade de água da piscina e da água de reposição;
- Sistema de análise de vibração dos mancais dos volantes de inércia;
- Comunicação interna e externa.

Os principais sistemas do reator enviam sinais à mesa de controle e, em conjunto com uma cadeia de relés, compõem o Sistema de Inter-travamento do circuito de segurança. Este circuito está ligado diretamente ao Sistema de Desligamento Automático do Reator (SCRAM), de maneira que se alguma anormalidade ocorrer durante o funcionamento do reator, haverá a abertura do respectivo relé e a consequente interrupção da corrente elétrica que alimenta os magnetos que sustentam as barras de controle e de segurança, provocando a queda destas por gravidade e o consequente desligamento do reator. Na FIG. 4.1-11 é mostrado o layout da sala de controle.

Fonte: Adaptado de (Ipen, PO-CRPq-1301.01)

FIGURA 4.1-11 - Layout da sala de controle do reator

A sala de emergência fica no segundo pavimento, na entrada do prédio do reator, e funciona como ponto de controle de acesso à área restrita. A partir da sala de emergência os operadores do reator dispõem de instrumentos que permitem a realização de

levantamentos radiométricos em torno da instalação, podendo ainda, acompanhar o comportamento de variáveis relativas aos seguintes sistemas, conforme previsto no Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1, v. 1-2, 1996:

a) Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE)

A atuação do SRE é acompanhada através de um painel que mostra os alarmes de nível baixo de água nos reservatórios de água de emergência, a vazão na linha de alimentação dos aspersores, o nível de água na piscina do reator, a existência de vazão na descarga das válvulas solenóides e a disponibilidade de alimentação elétrica de emergência.

b) Sistema de Ventilação e Ar Condicionado

O painel do Sistema de Ventilação e Ar Condicionado apresenta o estado operacional do sistema de exaustão de emergência, com indicação luminosa da condição de operação dos registros (aberto/fechado) e ventiladores (ligado/desligado) e ainda, indicação da pressão nas áreas quente e fria.

c) Sistema de Monitoração da Radiação

É apresentada ao operador a indicação do nível de radiação, proporcionada por um monitor de área localizado no saguão da piscina.

d) Sistema de Combate à Incêndio

Um painel sinótico mostra os alarmes de incêndio, provenientes de detectores localizados nas diversas áreas do prédio do reator.

e) Monitoração Visual

Na sala de emergência existe, também, um monitor ligado a um sistema de vídeo que permite a monitoração visual do saguão da piscina do reator.

O Sistema de Proteção do Reator atua basicamente no circuito de desligamento (SCRAM) do reator, interrompendo, sempre que necessário, a corrente que alimenta os magnetos responsáveis pelo acoplamento das barras de controle/segurança aos respectivos mecanismos de movimentação. Desta forma, se as barras de controle ainda estiverem inseridas no núcleo do reator, as mesmas são impedidas de serem removidas, e no caso de estarem fora do núcleo, são imediatamente inseridas pela ação da gravidade. O sistema atua automaticamente, iniciando o processo de desligamento do reator sempre que uma das variáveis do sistema atinge um valor pré-definido, e, uma vez iniciado o processo, é impossível evitar-se o desligamento do reator. Para assegurar o desligamento do reator são utilizadas 3 barras de segurança e uma de controle. Uma vez iniciado o processo de

desligamento do reator as 4 barras são liberadas, sendo inseridas, pela ação da gravidade, no interior do núcleo do reator num intervalo de tempo inferior a 1 (um) segundo.

A proteção do reator contra eventos causados por erro humano é minimizada pela existência de procedimentos de operação e manutenção e pelo desligamento automático do reator antes de qualquer variável crítica atingir o seu limite de operação. Qualquer atividade no reator IEA-R1 é realizada segundo procedimentos específicos de operação e de manutenção. A obediência a estes procedimentos minimizam a probabilidade de ocorrência de erros humanos.

4.1.10.2 Operação do reator

A Operação do Reator é conduzida pelo Operador de Reator (OR), ou simplesmente operador, que segundo a CNEN-NN-1.01 (2007) é a pessoa física licenciada pela CNEN, que manipula, como parte de suas atividades funcionais, os controles de um reator.

A responsabilidade pela operação do Reator IEA-R1 é do Chefe da Supervisoria de Operação do Reator, que é o responsável pelo controle do material nuclear existente no reator e pelo cumprimento das exigências estabelecidas no Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1 e no Plano de Emergência Radiológica. É também o responsável pela coordenação de todo treinamento e retreinamento do pessoal lotado no Reator IEA-R1, de modo a assegurar os requisitos mínimos de qualificação e de licenciamento para cada uma das funções exercidas. A seguir serão descritas as funções previstas para o pessoal do Reator IEA-R1.

O Operador sênior de reator (OSR), ou, simplesmente, operador sênior, segundo a CNEN-NN-1.01 (2007) é a pessoa física licenciada pela CNEN que dirige, como parte de suas atividades funcionais, as atividades autorizadas de operadores licenciados. No Reator IEA-R1 é o responsável pela condução da operação, incluindo aprovação dos Programas de Operação elaborados pela Equipe de Irradiação. Está subordinado ao Chefe da Supervisoria, podendo assumir na falta deste, a responsabilidade de tomar as decisões em casos de emergência, de acordo com as normas e regulamentos da CNEN.

O Operador de Reator é o responsável pela operação do reator em condições normais. Em casos excepcionais, nos quais os operadores seniores estejam impossibilitados de atuarem, o operador de reator assume imediatamente o controle do reator, avisando esta

condição aos seus superiores e desligando o reator, seguindo os procedimentos normais ou de emergência, de acordo com a situação.

O Operador em Treinamento não possui responsabilidades nem permissão para operar o reator, exceto quando autorizado. Neste caso específico, as ações do Operador em Treinamento devem ser acompanhadas por um Operador licenciado e por um Operador Sênior, caso o reator esteja em operações que exijam variações de potência. No caso de operação em potência estável o operador em treinamento poderá estar acompanhado apenas por um Operador licenciado.

A Equipe de Irradiação de Amostras é composta por um Operador Sênior de Reator e quatro Operadores de Reator devendo manter no mínimo um de seus elementos em cada turno de operação do reator. Esta equipe tem como função, realizar todas as atividades relacionadas com irradiações de amostras no reator, que incluem as seguintes atividades:

- Recebimento da amostra com sua respectiva ficha de informação e seu respectivo pedido de irradiação;
- Elaboração dos Programas de Irradiação e de Operação;
- Preparação de amostras para irradiação no reator, colocando-as em cápsulas e dispositivos adequados, para irradiação;
- Introdução e retirada das amostras e arranjos experimentais do reator, utilizando-se equipamentos adequados e seguindo-se as normas de proteção radiológica;
- Desenvolvimento de dispositivos e ferramentas para colocação de amostras e arranjos experimentais no núcleo.

A operação contínua do reator é realizada por equipes de operadores e equipes de proteção radiológica, trabalhando em turnos ininterruptos de revezamento.

Cada equipe de operadores de reator é formada por dois Operadores de Reator (OR), e por um Operador Sênior de Reator (OSR). A exceção de um dos operadores de reator, o qual poderá estar em treinamento, os demais membros da equipe, devem obrigatoriamente possuir a Licença de Operador, emitida pela CNEN.

Cada equipe de proteção radiológica é formada por dois técnicos radiológicos e por um supervisor de proteção radiológica.

Para operações contínuas do reator, é necessário no mínimo 4 equipes de operadores de reator e 4 equipes de proteção radiológica, trabalhando em turnos de revezamento com duração de 6 horas. Excepcionalmente, o período da jornada do turno

poderá ser estendido por 2 horas, com a finalidade de atender a falta de pessoal licenciado, férias e outras ocorrências que possa haver.

Qualificação e treinamento do pessoal

O Chefe da Supervisoria de Operação do Reator deve possuir graduação superior em Engenharia ou Física, ser um OSR licenciado e ter uma experiência operacional mínima de 4 anos na instalação. O Supervisor de Operação deve possuir graduação superior em Engenharia ou Física, ter a licença de OSR, e ter uma experiência operacional mínima de 2 anos na instalação.

O OSR deve possuir nível técnico superior com graduação no país ou no exterior em campo científico ou tecnológico apropriado a critério da CNEN e ter a licença de operador sênior de reator. Um operador de reator OR, com nível técnico médio e com mais de 10 anos de experiência na operação do reator, também poderá obter a licença de operador sênior de reator - OSR, e exercer a função de supervisor de operação.

O operador de reator (OR) deve possuir nível técnico médio com curso no país ou no exterior, de segundo grau ou especializado em campo tecnológico e ter a licença de operador de reator.

Licenciamento de operadores

O exercício das atividades de operador e operador sênior de reator requer a obtenção de uma licença específica emitida pela CNEN. Essa licença é concedida com base na CNEN-NN-1.01 (2007), cujo objetivo é regular o licenciamento de operadores de reatores nucleares de unidades ou instalações licenciadas ou certificadas. A licença é intransferível e limitada exclusivamente ao reator nela especificado. A sua validade é por dois anos, contados a partir da data de emissão, podendo haver sucessivas renovações por igual período.

A qualificação dos operadores também está sujeita aos requisitos de saúde estabelecidos pela CNEN. Os exames médicos solicitados visam estabelecer exigências mínimas necessárias que assegurem condições físicas e de saúde geral e mental de modo que os operadores não venham a causar erros operacionais capazes de colocar em risco a segurança da instalação, dos indivíduos do público e da população em geral.

4.2 Desenvolvimento da metodologia

4.2.1 Introdução

Esta seção descreve cada etapa utilizada no desenvolvimento deste trabalho, caracterizando a metodologia proposta.

Na implementação da metodologia empregada foram definidas como objeto de estudo as ações dos operadores do Reator de Pesquisa IEA-R1 do IPEN em resposta a uma hipótese de situação de emergência classificada como "Emergência no IPEN", prevista no Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1 (PO-CRPq-1301.01).

A metodologia obedeceu às seguintes etapas:

1. Apresentação da proposta do trabalho aos operadores do Reator IEA-R1;
2. Visitas ao Reator para conhecer rotinas de operação e a documentação relacionada;
3. Elaboração dos questionários;
4. Apresentação e distribuição dos questionários aos operadores do Reator IEA-R1;
5. Composição do grupo especialista;
6. Estabelecimento do grau de importância do especialista – GIE;
7. Consolidação das Avaliações;
8. Implementação dos sistemas de lógica *fuzzy* (SLF);
9. Obtenção do resultado global das avaliações da influência dos PSF;
10. Obtenção do resultado global das avaliações da situação dos PSF;
11. Obtenção do resultado global das estimativas das probabilidades de erro humano (PEH).

4.2.2 Apresentação da proposta de trabalho aos operadores do reator IEA-R1

Foi realizada uma apresentação da proposta deste trabalho aos operadores do Reator IEA-R1 através de um seminário no auditório do Centro do Reator de Pesquisas (CRPq), a qual contou com uma presença maciça dos operadores. Foram expostas noções sobre os principais parâmetros e objetos de estudo deste trabalho. Alguns itens abordados foram:

- O Erro humano e os grandes acidentes;
- Definição e classificação do erro humano;
- Fatores influenciadores do desempenho humano (PSF);

- Probabilidade de ocorrência do erro humano (PEH);
- Avaliação por Especialistas;
- Lógica “*fuzzy*”.

Após a exposição dos conceitos acima, falou-se do propósito do trabalho, de como poderiam ser empregados os resultados obtidos e dos benefícios que estes resultados poderiam trazer para o pessoal e para a Instalação. Por fim, foi explicada a composição dos questionários para as avaliações e como seria conduzido este processo.

4.2.3 Elaboração dos questionários de avaliação

Foram realizadas visitas ao Reator IEA-R1 com o objetivo de conhecer as rotinas de operação (entrevistas com o pessoal de operação) e de se familiarizar com a documentação relacionada. A fim de subsidiar a elaboração dos questionários, foram consultados, no CRPq, os seguintes documentos: Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1 (PO-CRPq-1301.01) e o Procedimento para Atendimento da Emergência (IT-CRPq-1301.01.01).

De posse das informações necessárias, foi realizada a identificação das ações humanas relevantes, bem como dos PSF que poderiam ter influência nessas ações.

Foram definidos e elaborados três questionários:

- I - Avaliação do Nível de Influência dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano.
- II - Avaliação da Situação Atual dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano.
- III - Avaliação das Probabilidades de Erro Humano.

A decisão de se adotar duas avaliações distintas para os PSF (influência e situação) foi tomada com base no trabalho desenvolvido por Park e Jung (1996). Neste trabalho, eles defendem que o primeiro passo é selecionar os PSF relevantes para serem usados na modificação de uma PEH nominal. Alguns PSF são mais importantes do que outros na sua influência sobre o erro humano para uma tarefa a ser analisada. A análise inicial do PSF deve ser uma classificação para reduzir o número de possíveis PSF para um número prático. Posteriormente, o analista deve determinar quais os PSF são mais relevantes para uma tarefa a ser considerada.

A situação de um PSF representa o quão adequadamente a condição do PSF foi projetada para o desempenho de uma tarefa. A condição de um PSF é classificada em um fator multiplicador para as PEH nominais. PSF favoráveis estão associados a um fator de valor pequeno. Observe, entretanto, que no caso de carga de estresse ou de tarefa, o nível

ideal é avaliado com um fator de 50 %, pois é presumida ser a condição que prevalece (Swain e Guttman, 1983).

Seguindo a mesma linha de pensamento, Moré (2004) também adotou esse critério. O procedimento adotado para a elaboração dos questionários, bem como os seus respectivos modelos serão apresentados nas seções a seguir.

4.2.3.1 Questionário de avaliação do nível de influência dos PSF

Essa avaliação teve por finalidade determinar o nível de importância (influência) que os PSF poderiam ter no desempenho dos operadores ao atuarem em resposta a uma situação de emergência prevista no Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1.

A seleção dos PSF que poderiam ter influência nas ações foi realizada de acordo com os estudos sobre fatores de influência no desempenho humano realizados por Swain e Guttman (1983).

A fim de se extrair a informação, a mais precisa possível, foi apresentada aos especialistas uma gama de opções de termos linguísticos (conjuntos *fuzzy*) abrangente. Dessa forma, os especialistas fizeram suas avaliações com base nos seguintes termos:

- N** – nenhuma influência no desempenho de ações em situação de emergência;
- P** – pouca influência no desempenho de ações em situação de emergência;
- M** – influência moderada no desempenho de ações em situação de emergência;
- G** – grande influência no desempenho de ações em situação de emergência;

O significado e a representatividade dos termos linguísticos tiveram por base termos praticados nos trabalhos de Onisawa e Kacprzyk (1995) e (Onisawa, 1995).

Portanto, uma vez identificados os PSF que poderiam ter influência nas ações e definidos os termos linguísticos que os especialistas utilizariam em sua avaliação, foi gerado um questionário, cujo modelo é apresentado na FIG. 4.2.3-1.

FATOR		INFLUÊNCIA NO DESEMPENHO			
		N	P	M	G
1	FATORES EXTERNOS (Ambiente de Trabalho)				
1.1	Condições de localização / acesso aos locais das ações				
1.2	Temperatura				
1.3	Umidade				
1.4	Qualidade do ar				
1.5	Iluminação				
1.6	Ruído				
1.7	Vibração				
1.8	Grau de limpeza em geral				
1.9	Relação horas de trabalho / descanso				
1.10	Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais				
1.11	Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos				
1.12	Condições de visualização dos displays nos equipamentos				
1.13	Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays dos equipamentos				
1.14	Organização de plantões e o número de operadores disponíveis por turno de trabalho				
1.15	Necessidade de rapidez com exigência de precisão na execução de determinadas tarefas				
1.16	Necessidade de interpretação para determinadas tarefas				
1.17	Condições / “clima” para tomada de decisões				
1.18	Repetitividade em determinadas tarefas				
1.19	Grau de complexidade de determinadas tarefas				
1.20	Realização de cálculos em algumas atividades				
1.21	Comunicação entre os membros da equipe				
1.22	Qualidade da interface homem-máquina.				
1.23	Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades				
1.24	Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais				
1.25	Existência ou não de instruções escritas (critérios) para realização do diagnóstico				
1.26	Coerência nos métodos de trabalho				
1.27	Erro de conteúdo e/ou de sequência nos procedimentos escritos				
2	FATORES INTERNOS e ESTRESSORES				
2.1	Tempo de experiência na função				
2.2	Conhecimento na área de atuação				
2.3	Familiaridade com ações de resposta a situações de emergência.				
2.4	Estado emocional				
2.5	Estresse em situações de emergência				
2.6	Duração do estresse				
2.7	Risco de exposição a perigos.				
2.8	Identificação com o grupo de trabalho				
2.9	Subtaneidade (surpresa) das ocorrências.				
2.10	Carga de trabalho				
2.11	Monotonia no trabalho				
2.12	Períodos longos de vigilância sem ocorrências.				
2.13	Aparição ocasional de ruídos ou outros fatores que causem distração				
2.14	Disparos acidentais e rotineiros de alarmes				
2.15	Caso de fadiga				
2.16	Comodidade na execução das tarefas				
2.17	Condição física do operador				

FIGURA 4.2.3-1 – Modelo para avaliação do nível de influência dos PSF

4.2.3.2 Questionário de avaliação da situação atual dos PSF

A presente avaliação teve como propósito identificar como o especialista (operador) percebia a situação atual de cada fator, tanto daqueles relacionados aos locais das atividades (externos), quanto daqueles que diziam respeito a si próprios (internos). Os PSF selecionados para esta avaliação são os mesmos utilizados na avaliação do nível de influência, mas com um enfoque apropriado.

A fim de se extrair a informação, a mais precisa possível, foi apresentada aos especialistas uma gama de opções de termos linguísticos (conjuntos *fuzzy*) abrangente. Dessa forma, os especialistas fizeram suas avaliações com base nos seguintes termos:

MRU no caso em que seja **muito ruim** a situação atual do fator;

RU no caso que seja **ruim** a situação atual do fator;

R no caso em que seja **regular** a situação atual do fator;

B no caso em que seja **bom** a situação atual do fator;

MB no caso em que seja **muito bom** a situação atual do fator;

O significado e a representatividade dos termos linguísticos tiveram por base termos praticados nos trabalhos de Onisawa e Kacprzyk (1995) e (Onisawa, 1995).

Portanto, definidos os PSF para a avaliação e identificados os termos linguísticos que os especialistas utilizariam em sua avaliação, foi gerado um questionário, cujo modelo é apresentado na FIG. 4.2.3-2.

FATOR		SITUAÇÃO ATUAL DOS PSF				
		MRU	RU	R	B	MB
1	FATORES EXTERNOS (Ambiente de Trabalho)					
1.1	Condições gerais de localização / acesso aos locais de realização das ações.					
1.2	Temperatura					
1.3	Umidade					
1.4	Qualidade do ar					
1.5	Iluminação					
1.6	Ruído					
1.7	Vibração					
1.8	Grau de limpeza em geral					
1.9	Relação horas de trabalho / descanso					
1.10	Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais					
1.11	Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos					
1.12	Condições de visualização dos displays nos equipamentos					
1.13	Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays dos equipamentos					
1.14	Organização de plantões e o número de operadores disponíveis por turno de trabalho					
1.15	Necessidade de rapidez com exigência de precisão na execução de determinadas tarefas (no sentido de coerência da exigência)					
1.16	Necessidade de interpretação para determinadas tarefas (avaliar se a exigência de interpretação, normalmente, é compatível com o tempo destinado)					
1.17	Condições / "clima" para tomada de decisões					
1.18	Repetitividade em determinadas tarefas					
1.19	Grau de complexidade de determinadas tarefas					
1.20	Realização de cálculos em algumas atividades (avaliar a coerência)					
1.21	Comunicação entre os membros da equipe					
1.22	Qualidade da interface homem-máquina.					
1.23	Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades					
1.24	Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais (avaliar como pode ficar o desempenho quando eles acontecem)					
1.25	Existência ou não de instruções escritas (critérios) para realização do diagnóstico					
1.26	Coerência nos métodos de trabalho					
1.27	Erro de conteúdo e/ou de sequência nos procedimentos escritos (avaliar a frequência com que aparecem)					
2	FATORES INTERNOS e ESTRESSORES					
2.1	Tempo de experiência na função (avaliar o seu tempo para um desempenho satisfatório)					
2.2	Conhecimento na área de atuação (avaliar o seu conhecimento para um desempenho satisfatório)					
2.3	Familiaridade com ações de resposta a situações de emergência					
2.4	Estado emocional. (conceitue o seu estado)					
2.5	Nível do estresse em situações de emergência					
2.6	Duração do estresse.					
2.7	Risco de exposição a perigos.					
2.8	Identificação com o grupo de trabalho					
2.9	Subtaneidade (surpresa) das ocorrências					
2.10	Carga de trabalho					
2.11	Monotonia no trabalho (caso exista, avaliar como é a sua influência no desempenho)					
2.12	Períodos longos de vigilância sem ocorrências (caso exista, avaliar como é a sua influência no desempenho)					
2.13	Aparição de ruídos ou outros fatores que causem distração					
2.14	Disparos acidentais rotineiros de alarmes					
2.15	Caso de fadiga. (avaliar como é quando ocorre)					
2.16	Comodidade na execução das tarefas					
2.17	Condição física do operador (avaliar como você se sente para esforços que requeiram esforço mais intenso)					

FIGURA 4.2.3-2 – Modelo para avaliação da situação atual dos PSF

4.2.3.3 Questionário de avaliação das PEH

Este questionário teve como objetivo estimar as Probabilidades de Erro Humano (PEH) das ações dos operadores em resposta a uma hipótese de situação de emergência no reator IEA-R1. Para tanto, foi considerada a ocorrência do evento: “Transitório requerendo atuação dos sistemas de SCRAM e com falha dos mesmos em desligar o reator, resultando em danos ao núcleo”, classificado no Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1 como “Emergência no IPEN”. As ações necessárias para o combate a essa situação de emergência estão previstas na IT-CRPq-1301.01.01 – “Procedimentos para Atendimento da Emergência”.

A condição inicial é o disparo de alarmes devido ao *Transitório* durante a operação do reator. Após o diagnóstico, e configurada a situação de emergência, os operadores na sala de controle devem executar as ações a fim de conter o evento. Para cada ação, foram criadas hipóteses em que o operador poderia incorrer em erros, cujas probabilidades deveriam ser estimadas.

A fim de se extrair a informação, a mais precisa possível, foi apresentada aos especialistas uma gama de opções de termos linguísticos (conjuntos *fuzzy*) abrangente. Dessa forma, os especialistas fizeram suas avaliações com base nos seguintes termos:

Z – quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **zero**;

MB - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **muito baixa**;

B - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **baixa**;

M - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **moderada**;

A - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **alta**;

MA - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **muito alta**.

O significado e a representatividade dos termos linguísticos observou o que foi sugerido nos trabalhos de Onisawa e Kacprzyk (1995) e (Onisawa, 1995).

O modelo do questionário com as ações previstas, as hipóteses de erros criadas e os termos linguísticos utilizados para a avaliação, estão apresentados na FIG. 4.2.3-3.

AÇÃO	Para cada ação apresentada abaixo (linhas com preenchimento cinza) avalie a probabilidade de o operador incorrer nas hipóteses previstas:	AVALIAÇÃO DA PROB. DE ERRO					
		Z	MB	B	M	A	MA
	Diagnóstico						
a	Não conseguir realizar o diagnóstico (como exemplo, por falta de experiência / conhecimento)						
b	Não diagnosticar em tempo hábil a situação de emergência.						
c	Fazer um diagnóstico equivocado da situação						
d	Não realizar qualquer ação diante do disparo dos alarmes (ficar paralisado).						
1	Acionar o SCRAM do reator, a partir da Sala de Controle, pressionando, simultaneamente, as quatro botoeiras localizadas no painel frontal da mesa de controle;						
a	Retardar o acionamento do SCRAM.						
b	Não pressionar o suficiente de forma que um ou outro botão continue desativado.						
c	Não pressionar <u>simultaneamente</u> as quatro botoeiras.						
d	Pressionar outros botões que não sejam os do SCRAM.						
e	Não perceber se o SCRAM foi acionado ou não.						
f	Não saber o que fazer, dado que o SCRAM não teve sucesso.						
g	Por alguma razão não acionar o SCRAM do reator.						
2	Desligar o circuito do sistema primário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar C;						
a	Não desligar o circuito do sistema primário e passar para a etapa de desligamento do secundário. (pular a etapa)						
b	Pressionar um outro botão que não seja o do circuito do sistema primário.						
c	Não pressionar o botão o suficiente para que ocorra o desligamento do circuito.						
3	Desligar o circuito do sistema secundário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar C;						
a	Não desligar circuito do sistema secundário e ter desligado somente o primário.						
b	Desligar a botoeira dos ventiladores das torres em vez da do circuito do sistema secundário.						
c	Não pressionar o botão o suficiente para que ocorra o desligamento do circuito.						
4	Contatar o supervisor de turno e o COLE;						
a	Retardar a realização do contato.						
b	Não conseguir fazer contato com o supervisor ou o COLE.						
c	Não conseguir informar de forma clara sobre a natureza do evento e/ou prováveis vítimas (informação incompleta / confusa).						
5	Dar aviso no sistema de alto-falante para abandono de área;						
a	Retardar a emissão do aviso.						
b	Transmitir a informação de forma incompleta / confusa.						
c	Encontrar o sistema de auto-falantes danificado.						
d	Não repetir o aviso no número de vezes necessário.						
6	Ligar as sirenes internas;						
a	Acionar outro dispositivo que não seja o das sirenes.						
b	Abandonar a área sem ter acionado as sirenes.						
7	Abandonar a área;						
a	Não encontrar indicações claras das rotas de fuga e dos pontos de encontro.						
b	Encontrar saídas de emergência obstruídas.						
8	Observando vítima no 3º andar, socorrê-la (fazendo uso dos equipamentos adequados) deixando-a no corredor junto à porta de saída de emergência;						
a	Não encontrar os equipamento de proteção para socorrer as vítimas.						
b	Retardar o atendimento à vítima por estar realizando outras tarefas. .						
c	Não saber o que fazer com a vítima, devido ao seu estado.						
d	Não utilizar corretamente o equipamento de proteção ao socorrer a vítima.						
e	Não encontrar a porta sinalizada como saída de emergência.						

FIGURA 4.2.3-3 – Modelo para avaliação das PEH

Observa-se no modelo apresentado na FIG. 4.2.3-3 que o cenário objeto de estudo tem início com o diagnóstico a ser dado pelo operador. As linhas identificadas com os números de 1 a 8 (linhas com preenchimento) correspondem às ações previstas na IT-CRPq-1301.01.01 e as linhas identificadas com letras correspondem às hipóteses de erros criadas para cada ação.

Para efeito desta avaliação, as seguintes observações foram inseridas no questionário:

- somente os erros humanos deveriam ser considerados, ou seja, foi suposto que todos os outros elementos do sistema atuavam de maneira satisfatória.
- não deveriam ser levados em consideração os efeitos dos fatores que modelam o desempenho humano (PSF), pois estes fatores teriam uma avaliação independente;
- apesar das ações previstas no procedimento serem dirigidas à equipe, a avaliação deveria ser realizada considerando o próprio operador executando a ação.

Os três questionários elaborados foram agrupados em um caderno único, acrescido de mais duas folhas: a primeira (capa) foi utilizada para identificação do trabalho e para registro dos dados profissionais do avaliador; a segunda, fez uma introdução aos questionários e descreveu instruções gerais de preenchimento. Optou-se por não identificar os questionários de forma nominal porque, assim, os operadores teriam maior liberdade para a avaliação e, conseqüentemente, esta seria mais transparente.

Na última folha do bloco dos questionários foi deixado um campo para que os avaliadores apresentassem sugestões ou fizessem comentários sobre o processo de avaliação.

Um caderno completo com os questionários que foram entregues a cada operador é apresentado no APÊNDICE A deste trabalho.

4.2.4 Apresentação e distribuição dos questionários aos operadores

Para a entrega dos questionários e últimos esclarecimentos, foi realizada mais uma reunião com os operadores, no auditório do CRPq, e distribuídos 19 cadernos de questionários. Foi aproveitada a oportunidade para se fazer as seguintes observações sobre o processo de avaliação: não visava aferir o conhecimento das pessoas, como também não tinha um sentido de auditoria no local de trabalho; não tinha objetivo administrativo, mas sim científico; consistia apenas em se aplicar a experiência já adquirida em uma ferramenta adequada para se estimar as probabilidades de erro humano (PEH); a eficácia da avaliação dependia da transparência das opiniões dos operadores.

4.2.5 Composição do grupo especialista

O grupo especialista foi composto a partir dos operadores que participaram da avaliação. Os operadores fizeram suas avaliações baseados em sua experiência profissional e conhecimento. Pelo fato destes importantes atributos variarem de uma pessoa para outra, um fator de ponderação (Grau de Importância do Especialista – GIE) foi estabelecido para representar a qualidade relativa da informação dos diferentes especialistas, como fizeram YUHUA e DATAO (2005) e Moré (2004) em seus trabalhos.

O critério utilizado para a determinação do GIE foi baseado na formação e no tempo de experiência do operador em operação de reatores. Estas informações encontram-se na capa de cada caderno de questionários preenchido pelos especialistas. A cada um deles foi atribuída uma pontuação P1 de acordo com a sua formação e uma pontuação P2 de acordo com o seu tempo de experiência profissional, conforme apresentado na TAB. 4.2.5-1.

TABELA 4.2.5-1 – Critério de cálculo do grau de importância do especialista (GIE)

FORMAÇÃO	PONTUAÇÃO (P1)	TEMPO DE EXPERIÊNCIA (Anos)	PONTUAÇÃO (P2)
Doutor	5	28 - 35	5
Mestre	4	21 - 27	4
Especialista	3	14 - 20	3
Graduação	2	7 - 13	2
Nível médio	1	1 - 6	1

Dos 19 cadernos de questionários entregues aos operadores, 12 retornaram preenchidos completamente. A cada um desses 12 avaliadores que participaram efetivamente do processo de avaliação, foram atribuídas pontuações P1 e P2 de acordo com a escala definida na TAB. 4.2.5-1. Esta escala foi utilizada com o intuito de atribuir um fator linear proporcional à qualificação acadêmica e ao tempo de experiência do operador. A partir da pontuação estimada para cada avaliador, foram calculados os respectivos GIE. Os avaliadores foram então classificados em ordem decrescente pelo valor do GIE. Dentre estes 12 classificados, o Grupo Especialista foi formado pelos 7 operadores de maior GIE, conforme se vê na TAB. 4.2.5-2. Optou-se pela não utilização da totalidade das avaliações como forma de obter um sistema de inferência *fuzzy* mais ágil e,

portanto, com maior controle sobre as variáveis livres (funções de pertinência, regras de inferência, etc.) permitindo assim um ajuste adequado ao problema.

TABELA 4.2.5-2 – Atribuição dos GIE aos especialistas

ESPECIALISTA (Ei)	FORMAÇÃO	P1	EXPERIÊNCIA (Anos)	P2	PEi (P1 + P2)	FATOR (GIE)
E1	Mestrado	4	30	5	9	0,25
E2	Graduação	2	32	5	7	0,20
E3	Graduação	2	27	4	6	0,17
E4	N. Médio	1	18	3	4	0,11
E5	Graduação	2	10	2	4	0,11
E6	N. Médio	1	12	2	3	0,08
E7	N. Médio	1	10	2	3	0,08
TOTAL = $\sum PE_i$					36	1

O especialista E_i teve o seu GIE obtido por meio da equação:

$$GIE_i = \frac{PE_i}{\sum_{i=1}^7 PE_i}$$

Os cadernos de questionários pertencentes aos 7 operadores de maior GIE foram identificados como E1, E2, E3, E4, E5, E6 e E7 (Especialista E1, ..., Especialista E7) respectivamente.

O GIE foi considerado no processo de agregação das avaliações dos especialistas por ocasião do estabelecimento das Bases de Regras dos SLF (seção 4.2.6.3), de forma que a avaliação de um determinado especialista terá um maior ou menor peso de acordo com o seu GIE, conforme sugerido por Onisawa e Kacprzyk (1995) e realizado por Moré (2004).

4.2.6 Desenvolvimento dos sistemas de lógica *fuzzy* (SLF)

Esta seção trata dos aspectos práticos da implementação dos SLF. A fundamentação teórica do SLF pode ser encontrada nas seções 4.1.8 e 4.1.9.

Os SLF serão implementados neste trabalho com os seguintes propósitos:

- Avaliar o nível de influência dos PSF (INFL_PSF);
- Avaliar a situação atual dos PSF (SIT_PSF);
- Estimar as probabilidades de erro humano (PEH).

Basicamente, esses SLF têm as funções de receber as avaliações em termos linguísticos dadas pelos especialistas, agregar essas opiniões e gerar um valor numérico único que represente a opinião do grupo, em cada item avaliado.

4.2.6.1 Configuração dos SLF

A aplicação da lógica *fuzzy* para problemas com um grande número de entradas normalmente resulta em um problema conhecido como explosão de regras. Se um sistema requer n variáveis de entrada em um universo de m funções de pertinência, o número total de regras necessárias para a modelagem, usando um único SLF seria m^n . Na FIG. 4.2.6-1 é mostrada essa configuração com um único SLF.

Fonte: adaptado de Gentile (2004)

FIGURA 4.2.6-1 - Estrutura para um único SLF

Entretanto, à medida que a complexidade do problema aumenta, aumenta o número de entradas necessárias também, exigindo um número exponencialmente maior de regras. A fim de evitar o problema da explosão de regras, Gentile (2004) adotou em seu trabalho um modelo denominado estrutura de SLF hierárquicos. Nos sistemas hierárquicos, o número de regras aumenta linearmente com o número de entradas, em vez de ser de forma exponencial. As estruturas clássicas de SLF hierárquicos são mostradas na FIG. 4.2.6-2.

Fonte: adaptado de Gentile (2004)

FIGURA 4.2.6-2 - Estrutura clássica para SLF hierárquicos

Nos sistemas *fuzzy* hierárquicos as saídas de determinados SLF são usadas como entradas para os SLF seguintes. Na FIG. 4.2.6-2 observa-se que há um mesmo número de entradas que as da FIG. 4.2.6-1. Entretanto, a quantidade de regras necessária para cada SLF é bem menor (m^2 regras), enquanto que na estrutura de um único SLF a base seria de m^4 regras, o que dependendo da quantidade de funções de pertinência (m), daria uma quantidade de regras considerável. Como exemplo, caso houvesse 5 funções de pertinência (m) para as 4 entradas, as bases de regras ficariam da seguinte forma:

- Único SLF: $5^4 = 625$ regras
- Estrutura hierárquica: $3 \times 5^2 = 75$ regras

Dado que a quantidade de variáveis de entrada para este projeto é considerável (7), a compilação das avaliações em um único SLF seria inviável, dadas as razões apresentadas. Portanto, para a obtenção dos resultados finais neste projeto foi adotada uma estrutura hierárquica com 2 SLF, conforme mostrada na FIG. 4.2.6-3.

FIGURA 4.2.6-3 - Estrutura hierárquica para os SLF

Por meio da FIG. 4.2.6-3, verifica-se que no SLF 1 será realizada a agregação das opiniões dos 4 especialistas de menor GIE (E4, E5, E6 e E7), gerando um valor $R_{(E4-E7)}$ como resultante dessas opiniões. No SLF 2 será feita a agregação dos outros especialistas (E1, E2 e E3) com os $R_{(E4-E7)}$ do SLF1, produzindo o valor global das avaliações dos especialistas para a influência dos PSF. A agregação foi feita inicialmente com os 4 especialistas de menor GIE para que houvesse destaque dos especialistas de maior peso na fase final. Embora esteja indicada na FIG. 4.2.6-3 como resultado final a influência dos PSF, uma estrutura semelhante foi adotada para a avaliação da situação atual dos PSF e para as estimativas das PEH, por ocasião da implementação dos SLF.

Ainda com relação à FIG. 4.2.6-3, cabe ressaltar que as entradas E1 a E7 receberão os valores dados pelos especialistas e as saídas INFL_PSF, SIT_PSF e PEH serão os resultados finais (resultado global), resultantes da agregação das opiniões do grupo especialista para cada item avaliado.

Portanto, para compilar todas as avaliações serão necessários 6 SLF (2 para cada parâmetro) e, em consequência, 6 Bases de Regras têm que ser estabelecidas. Os 6 SLF serão implementados com a mesma configuração no Sistema de Inferência:

- Método de Lógica: Mamdani;
- Tipo de Implicação: $\min(A, B)$;
- Tipo de agregação: $\max(A, B)$;
- Tipo de *defuzzificação*: Centróide;
- Funções de Pertinência: Triangular.

4.2.6.2 Definição das variáveis lingüísticas (conjuntos fuzzy)

Uma vez estabelecida a estrutura para os SLF, há a necessidade de definir os valores que interagirão com o Sistema. Trata-se, portanto, das Variáveis Lingüísticas, para as quais se faz necessário estabelecer os seguintes parâmetros: Variáveis de entrada (avaliação dos especialistas) e Variáveis de saída (resultados dos SLF) que são aquelas identificadas na estrutura hierárquica mostrada na FIG. 4.2.6-3; Universo de Discurso que representa o conjunto limite contendo o valor máximo e mínimo que poderão ocorrer nas entradas e saídas dos SLF; os Valores lingüísticos que se referem aos termos utilizados pelos especialistas em suas avaliações; os Valores de referência que são os que têm uma interação direta com os SLF, na entrada e na saída dos dados.

Nas TAB. 4.2.6-1, TAB. 4.2.6-2, TAB. 4.2.6-3 são apresentadas as Variáveis Lingüísticas para cada um dos 6 SLF.

TABELA 4.2.6-1 - Variáveis lingüísticas para os SLF da INFL_PSF

Tipo	Variáveis		Universo de Discurso	Valores Lingüísticos	Valores de Referência
	SLF 1	SLF 2			
ENTRADA	E4, E5, E6 e E7	E1, E2, E3 e R _(E4-E7)	0 - 10	N – nenhuma	0
				P – pouca	2
				M – moderada	5
				G – grande	10
SAIDA	R _(E4-E7)	INFL_PSF	0 – 10	N – nenhuma	INFL_PSF < 1
				P – pouca	1 ≤ INFL_PSF < 3
				M – moderada	3 ≤ INFL_PSF < 7
				G – grande	7 ≤ INFL_PSF ≤ 10

TABELA 4.2.6-2 - Variáveis lingüísticas para os SLF da SIT_PSF

Tipo	Variáveis		Universo de Discurso	Valores Lingüísticos	Valores de Referência
	SLF 1	SLF 2			
ENTRADA	E4, E5, E6 e E7	E1, E2, E3 e R _(E4-E7)	0,1 – 10	MB – muito bom	0,1
				B - bom	0,5
				R - regular	1
				RU - ruim	5
				MRU - muito ruim	10
SAIDA	R _(E4-E7)	SIT_PSF	0,1 – 10	MB – muito bom	0,1 ≤ SIT_PSF < 0,4
				B - bom	0,4 ≤ SIT_PSF < 0,8
				R - regular	0,8 ≤ SIT_PSF < 3
				RU - ruim	3 ≤ SIT_PSF < 7
				MRU - muito ruim	7 ≤ SIT_PSF ≤ 10

TABELA 4.2.6-3 - Variáveis lingüísticas para os SLF das PEH

Tipo	Variáveis		Universo de Discurso	Valores Lingüísticos	Valores de Referência
	SLF 1	SLF 2			
ENTRADA	E4, E5, E6 e E7	E1, E2, E3 e R _(E4-E7)	0 - 1	Z – zero	0
				MB - muito baixa	0,0001
				B - baixa	0,001
				M - moderada	0,01
				A - alta	0,1
SAIDA	R _(E4-E7)	PEH	0 – 1	MA - muito alta	1
				Z – zero	PEH ≤ 0,00001
				MB - muito baixa	0,00001 < PEH ≤ 0,0001
				B - baixa	0,0001 < PEH ≤ 0,001
				M - moderada	0,001 < PEH ≤ 0,01
				A - alta	0,01 < PEH ≤ 0,1
				MA - muito alta	0,1 < PEH ≤ 1

Com relação às TAB. 4.2.6-1, TAB. 4.2.6-2 e TAB. 4.2.6-3, o universo de discurso e os valores de referência dos termos lingüísticos, de entrada e de saída dos SLF, foram baseados em valores utilizados por Swain e Guttmann (1983), AIChe (1994) e Kletz (2001) em seus estudos e obedeceram ao seguinte critério:

Universo de discurso

Pela própria definição, o universo de discurso representa o conjunto limite contendo o valor máximo e o mínimo possíveis nas entradas e saídas dos SLF. No caso da influência dos PSF, a escolha foi arbitrária em uma escala de 0 a 10, pois neste caso não modificaria o resultado final. Moré (2004), por exemplo, utiliza a escala de 0 a 3. No caso da situação dos PSF, observando-se o trabalho de Swain e Guttmann (1983) e Kletz (2001), pôde-se verificar que em casos extremos de estresse, uma PEH pode ser aumentada em até 10 vezes, enquanto que em situações de PSF em condições ótimas pode diminuir em até 10 vezes a PEH. Com base nesses parâmetros, foi definido o universo de discurso (0,1 – 10). Com relação ao universo de discurso do SLF das PEH, sabe-se que o valor de probabilidade pode variar de 0 a 100%, daí a razão do universo de discurso ser de 0 a 1.

Valores de referência

Uma vez estabelecidos os valores máximos e mínimos do universo de discurso para as variáveis de entrada e saída, dividiu-se esse intervalo de acordo com os termos lingüísticos (Funções de Pertinência) empregados na avaliação (TAB. 4.2.6-1, TAB. 4.2.6-2 e TAB. 4.2.6-3). Os termos dividiram o universo de discurso em pontos de valores numéricos compreendidos entre o máximo e o mínimo, como por exemplo, a situação dos PSF, que ficou da seguinte forma:

MB	B	R	RU	MRU
0,1	0,5	1	5	10

Universo de discurso

No caso dos valores de referência das variáveis de saída, eles foram dispostos em faixas de valores, de forma a enquadrar qualquer valor que ocorra na saída, principalmente os fracionários, para, então, reconvertê-los nos correspondentes valores linguísticos.

4.2.6.3 Estabelecimento das bases de regras dos SLF

Com a adoção da estrutura hierárquica para os SLF (FIG. 4.2.6-3) houve uma redução considerável na quantidade de regras para os SLF. Entretanto, construir bases de regras considerando todos os valores linguísticos (funções de pertinência) de cada variável, como previsto nas TAB. 4.2.6-1, TAB. 4.2.6-2 e TAB. 4.2.6-3, ainda teríamos um sistema muito grande e específico demais. Assim, para otimizar o sistema e melhor representar o espectro de opiniões apresentadas, foram adotados três valores linguísticos (Funções de Pertinência) para cada variável linguística. Foram mantidos os valores dos universos de discurso, porém, ao invés de construir uma função de pertinência para cada termo linguístico utilizado nas avaliações, foram dimensionadas três funções de pertinência que abrangessem o universo de discurso definido previamente. Este procedimento classificou o espectro das opiniões em variáveis mais "largas", onde agora "alto" e "muito alto" podem pertencer à mesma categoria.. Como os valores do universo de discurso foram mantidos, o dimensionamento de três funções de pertinência introduz uma abrangência maior para cada função criada, permitindo-se um tratamento mais "conservador" na "fuzzificação" dos termos linguísticos relativos ao questionário. Na saída, o enquadramento nas faixas de valores de referência restabelece os valores linguísticos iniciais (TAB. 4.2.6-1, TAB. 4.2.6-2 e TAB. 4.2.6-3).

É importante observar que as três funções de pertinência têm abrangência total sobre o universo de discurso, fazendo com que os resultados também sejam os mesmos que se fossem utilizados todos os valores linguísticos aplicados nas avaliações (ver FIG. 4.2.6-6 a 4.2.6-10).

Como discutido na seção 4.2.6.1, para cada SLF implementado (INF_PSF, SIT_PSF e PEH) são necessárias 2 bases de regras, gerando dessa forma um total de 6 bases (B1, B2, B3, B4, B5 e B6) para todo o sistema.

Os valores lingüísticos adotados para a implementação dos SLF e as bases de regras correspondentes estão apresentados na TAB. 4.2.6-4.

TABELA 4.2.6-4 – Definição das bases de regras para a implementação

SLF	Valores Lingüísticos (Funções de Pertinência)	Base de Regras (APÊNDICE B)
INFL_PSF	Pequena Moderada Grande	B1 e B2
SIT_PSF	Ótima Regular Ruim	B3 e B4
PEH	Baixa Moderada Alta	B5 e B6

A base de regras estabelecida para os Sistemas de Inferência de cada SLF foi otimizada através de um arranjo em que foram levadas em consideração todas as possibilidades de combinações das entradas com as funções de pertinência, sendo a quantidade de regras em cada base dada pela expressão:

Quantidade de Regras por Base = $m^n = 3^4 = 81$ regras,

onde $m = n^o$ de funções de pertinência e $n = n^o$ de Entradas. Obteve-se, portanto, um conjunto de 81 regras para cada um dos 6 SLF.

Nas TAB. 4.2.6-5 e TAB. 4.2.6-6 estão representadas as Bases de Regras do SLF do Nível de Influência dos PSF (INFL_PSF), respectivamente B1 e B2.

TABELA 4.2.6-5 - Base de regras do SLF do nível de influência dos PSF (B1)

Reg	Valores de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R _(E4 - E7)
1	P	P	P	P	P
2	P	P	P	M	P
3	P	P	P	G	P
4	P	P	M	P	P
5	P	P	M	M	P
6	P	P	M	G	P
7	P	P	G	P	P
8	P	P	G	M	P
9	P	P	G	G	P
10	P	M	P	P	P
11	P	M	P	M	P
12	P	M	P	G	P
13	P	M	M	P	P
14	P	M	M	M	M
15	P	M	M	G	M
16	P	M	G	P	P
17	P	M	G	M	M
18	P	M	G	G	G
19	P	G	P	P	P
20	P	G	P	M	P
21	P	G	P	G	P
22	P	G	M	P	P
23	P	G	M	M	M
24	P	G	M	G	G
25	P	G	G	P	P
26	P	G	G	M	G
27	P	G	G	G	G
28	M	P	P	P	P
29	M	P	P	M	M
30	M	P	P	G	P
31	M	P	M	P	M
32	M	P	M	M	M
33	M	P	M	G	M
34	M	P	G	P	P
35	M	P	G	M	M
36	M	P	G	G	G
37	M	M	P	P	M
38	M	M	P	M	M
39	M	M	P	G	M
40	M	M	M	P	M
41	M	M	M	M	M

Reg	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R _(E4 - E7)
42	M	M	M	G	M
43	M	M	G	P	M
44	M	M	G	M	M
45	M	M	G	G	M
46	M	G	P	P	P
47	M	G	P	M	M
48	M	G	P	G	G
49	M	G	M	P	M
50	M	G	M	M	M
51	M	G	M	G	M
52	M	G	G	P	M
53	M	G	G	M	M
54	M	G	G	G	G
55	G	P	P	P	P
56	G	P	P	M	P
57	G	P	P	G	G
58	G	P	M	P	P
59	G	P	M	M	M
60	G	P	M	G	G
61	G	P	G	P	G
62	G	P	G	M	G
63	G	P	G	G	G
64	G	M	P	P	P
65	G	M	P	M	M
66	G	M	P	G	G
67	G	M	M	P	M
68	G	M	M	M	M
69	G	M	M	G	G
70	G	M	G	P	G
71	G	M	G	M	G
72	G	M	G	G	G
73	G	G	P	P	G
74	G	G	P	M	G
75	G	G	P	G	G
76	G	G	M	P	G
77	G	G	M	M	G
78	G	G	M	G	G
79	G	G	G	P	G
80	G	G	G	M	G
81	G	G	G	G	G

P – Pequena M – Moderada G - Grande

TABELA 4.2.6-6 - Bases de regras do SLF do nível de influência dos PSF (B2)

Reg	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	$R_{(E4-E7)}$ (0,095)	E1 (0,25)	E2 (0,20)	E3 (0,17)	INFL_PSF
1	P	P	P	P	P
2	P	P	P	M	P
3	P	P	P	G	P
4	P	P	M	P	P
5	P	P	M	M	M
6	P	P	M	G	P
7	P	P	G	P	P
8	P	P	G	M	P
9	P	P	G	G	G
10	P	M	P	P	P
11	P	M	P	M	M
12	P	M	P	G	P
13	P	M	M	P	M
14	P	M	M	M	M
15	P	M	M	G	M
16	P	M	G	P	P
17	P	M	G	M	M
18	P	M	G	G	G
19	P	G	P	P	P
20	P	G	P	M	P
21	P	G	P	G	G
22	P	G	M	P	P
23	P	G	M	M	M
24	P	G	M	G	G
25	P	G	G	P	G
26	P	G	G	M	G
27	P	G	G	G	G
28	M	P	P	P	P
29	M	P	P	M	P
30	M	P	P	G	P
31	M	P	M	P	P
32	M	P	M	M	M
33	M	P	M	G	M
34	M	P	G	P	P
35	M	P	G	M	M
36	M	P	G	G	G
37	M	M	P	P	P
38	M	M	P	M	M
39	M	M	P	G	M
40	M	M	M	P	M
41	M	M	M	M	M

Reg	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	$R_{(E4-E7)}$ (0,095)	E1 (0,25)	E2 (0,20)	E3 (0,17)	INFL_PSF
42	M	M	M	G	M
43	M	M	G	P	M
44	M	M	G	M	M
45	M	M	G	G	G
46	M	G	P	P	P
47	M	G	P	M	M
48	M	G	P	G	G
49	M	G	M	P	M
50	M	G	M	M	M
51	M	G	M	G	G
52	M	G	G	P	G
53	M	G	G	M	G
54	M	G	G	G	G
55	G	P	P	P	P
56	G	P	P	M	P
57	G	P	P	G	P
58	G	P	M	P	P
59	G	P	M	M	M
60	G	P	M	G	G
61	G	P	G	P	P
62	G	P	G	M	G
63	G	P	G	G	G
64	G	M	P	P	P
65	G	M	P	M	M
66	G	M	P	G	G
67	G	M	M	P	M
68	G	M	M	M	M
69	G	M	M	G	M
70	G	M	G	P	G
71	G	M	G	M	M
72	G	M	G	G	G
73	G	G	P	P	P
74	G	G	P	M	G
75	G	G	P	G	G
76	G	G	M	P	G
77	G	G	M	M	M
78	G	G	M	G	G
79	G	G	G	P	G
80	G	G	G	M	G
81	G	G	G	G	G

P – Pequena M – Moderada G - Grande

Vale observar nas TAB. 4.2.6-5 e TAB. 4.2.6-6 que as colunas são identificadas pelos especialistas e junto a essa identificação os números entre parênteses referem-se aos respectivos GIE. O peso atribuído à $R_{(E4-E7)}$ foi obtido pela média dos valores de GIE dos especialistas E4 a E7.

Os valores de saída foram obtidos pela implicação lógica *fuzzy*: "Se x é A , Então y é B ", onde A e B são valores linguísticos definidos por conjuntos *fuzzy* sobre os intervalos (universos de discurso) X e Y , respectivamente. A parte *Se* da regra do " x é A " é chamada de antecedente ou premissa, enquanto a parte *Então* da regra " y é B " é chamada de conseqüente ou conclusão.

O Grau de Importância do Especialista (GIE) foi considerado no processo de inferência de cada SLF por ocasião do estabelecimento das bases de regras da seguinte forma: A cada expressão linguística avaliada (MB, RU, A, MA,...), foi atribuído um valor correspondente ao GIE daquele especialista. Então na base de regras foi imposta como saída (consequente) a variável de maior soma de GIE.

O mesmo procedimento foi adotado para o estabelecimento das bases de regras B3, B4, B5 e B6, as quais, para não sobrecarregar o texto principal desta dissertação, estão em separado como APÊNDICE B deste Trabalho.

4.2.6.4 Implementação dos SLF

Os SLF desenvolvidos neste trabalho foram implementados no software MATLAB® Versão 7.0.1, utilizando seu *fuzzy Logic Toolbox*. Por esta razão, uma breve descrição dessas ferramentas se faz necessária.

Originalmente, o MATLAB foi escrito para facilitar o acesso ao software para matrizes desenvolvido nos projetos LINPACK e EISPACK. A primeira versão foi escrita na década de 70 para utilização em cursos de teoria de matrizes, álgebra linear e cálculo numérico. MATLAB foi, portanto, desenvolvido sobre uma plataforma de software para matrizes, em que o elemento básico de dados é uma matriz que não requer pré-dimensionamento (Sivanandam et al., 2007).

O MATLAB é um produto da MathWorks, Inc. e é um pacote de software interativo, especialmente concebido para a computação científica e de engenharia. O ambiente MATLAB integra interfaces gráficas com cálculos numéricos e é uma ferramenta abrangente para realização de vários tipos de cálculos e visualização de dados científicos. O MATLAB tem provado ser uma ferramenta flexível e útil para resolver problemas em

muitas áreas. Ele integra computação, visualização e programação em um ambiente único (Sivanandam et al., 2007).

Além das funções internas que compõem o pacote do aplicativo, existe um grande conjunto de ferramentas (toolboxes), ou conjuntos de funções e procedimentos, disponíveis como recursos do software para aplicações específicas.

O Toolbox de Lógica *fuzzy* é uma ferramenta capaz de manipular de forma eficiente e rápida todo o cálculo lógico envolvido na metodologia *fuzzy*. É constituído de um conjunto completo de funções para implementar um projeto de lógica *fuzzy*. As principais operações com lógica *fuzzy* incluem *fuzzificação*, *defuzzificação*, e inferência *fuzzy*. Todas estas operações são executadas por meio de várias funções e ainda podem ser integradas usando a interface gráfica de função *fuzzy*. A ferramenta dispõe de uma interface gráfica que possibilita o acesso às diversas etapas de construção de um Sistema de Inferência *fuzzy* (FIS).

As funções principais são as seguintes:

- “*fuzzy*” – Função que abre a interface de propriedades do FIS;
- “*mfedit*” - Editor de funções de pertinência;
- “*ruleedit*” - Editor de Regras;
- “*ruleview*” - Visualizador de regras e do diagrama de inferência *fuzzy*;
- “*surfview*” - Visualizador de superfície da variável de saída.

A interface de propriedades do FIS é a principal do sistema, porque por meio dela pode-se configurar todo o sistema a ser implementado. Na FIG. 4.2.6-4 é mostrado um exemplo desta interface.

FIGURA 4.2.6-4 - Interface propriedades do FIS

O processo de mapeamento de uma dada entrada para uma saída, usando a lógica *fuzzy*, envolve funções de pertinência, operadores de lógica *fuzzy* e regras SE - ENTÃO.

O Toolbox inclui 11 tipos de funções de pertinência, construídas a partir de várias funções básicas: funções lineares (triangular e trapezoidal), função de distribuição Gaussiana; curvas sigmóide, polinomiais, quadrática e cúbica, conforme mostrado na FIG. 4.2.6-5.

Fonte: Sivanandam et al. (2007)

FIGURA 4.2.6-5 – Modelos de funções de pertinência

No *fuzzy* Logic Toolbox, são previstos para Operadores de Lógica *fuzzy* os seguintes métodos para AND: *min* (mínima) e *prod* (produto algébrico) e para OR são previstos: *max* (máximo), e o *Probor* (OR probabilístico, também conhecido como soma algébrica).

Implementação dos SLF da Influência dos PSF

Trata-se do desenvolvimento dos meios necessários para a introdução dos dados, visualização do processo de inferência e coleta dos resultados nos SLF. Portanto, para este fim, foram criadas telas gráficas pelo toolbox do MATLAB para facilitar a interação desses dados com o modelo desenvolvido.

Por meio do “Editor de funções de pertinência” foram editadas as funções de pertinência de entrada e de saída das variáveis linguísticas. Nas FIG. 4.2.6-6, FIG. 4.2.6-7, FIG. 4.2.6-8 e FIG. 4.2.6-9 estão representadas as funções de pertinência das variáveis linguísticas de entrada E4, E5, E6 e E7, respectivamente. As funções de pertinência foram definidas na TAB. 4.2.6-4.

FIGURA 4.2.6-6 – Funções de pertinência da variável E4 do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular (FIG. 4.2.6-6), está em destaque a função de pertinência Moderada da variável lingüística de entrada E4 e universo de discurso [0, 10].

FIGURA 4.2.6-7 – Funções de pertinência da variável E5 do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular (FIG. 4.2.6-7), está em destaque a função de pertinência Pequena da variável lingüística de entrada *E5* e universo de discurso $[0, 10]$.

FIGURA 4.2.6-8 – Funções de pertinência da variável E6 do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular (FIG. 4.2.6-8), está em destaque a função de pertinência Grande da variável lingüística de entrada E6 e universo de discurso [0, 10].

FIGURA 4.2.6-9 – Funções de pertinência da variável E7 do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular (FIG. 4.2.6-9), está em destaque a função de pertinência Moderada da variável lingüística de entrada E7 e universo de discurso [0, 10]. Na figura FIG. 4.2.6-10 estão representadas as funções de pertinência da variável lingüística de sáida $R_{(E4-E7)}$.

FIGURA 4.2.6-10 – Funções de pertinência da variável de saída do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular (FIG. 4.2.6-10), está em destaque a função de pertinência Moderada da variável lingüística de saída $R_{(E4-E7)}$ e universo de discurso $[0, 10]$.

Na interface *Editor de Regras* foram editadas as regras estabelecidas na Base de Regras B1, mostrada na TAB. 4.2.6-5. A tela gráfica criada é apresentada na FIG. 4.2.6-11.

FIGURA 4.2.6-11 – Edição da base de regras (B1) do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular, está em destaque apenas a edição das regras de 1 a 10 relativas à Base de regras B1 a título de ilustração. É importante lembrar que cada base possui 81 regras.

Por meio da interface Visualização das Regras o toolbox cria as telas gráficas que possibilitam realizar as entradas dos dados (valores de referência de entrada) e verificar as saídas correspondentes, visualizando, assim, o processo de inferência *fuzzy*, conforme mostrado na FIG. 4.2.6-12.

FIGURA 4.2.6-12 – Visualização do processo de inferência *fuzzy* do SLF INFL_PSF

Nesta tela em particular, está em destaque a entrada das avaliações individuais dos especialistas E4 a E7 com valores de referência (2, 10, 2, 10), dando um resultado $R_{(E4 - E7)}$ com valor de 1,83, correspondendo a um valor parcial da avaliação da influência do PSF, conforme pode ser observado na TAB. 5-4, da seção 5.

A implementação dos SLF para a Situação Atual dos PSF e para as Estimativas das PEH obedeceu aos mesmos critérios, ou seja, foram criadas telas gráficas semelhantes, inseridos os dados e obtidos os resultados correspondentes; e, consolidando o processo, foram registrados os resultados globais em tabelas na seção 5.

5 APRESENTAÇÃO DOS RESULTADOS

Neste capítulo é consolidado todo o desenvolvimento realizado nas seções anteriores através da exposição das avaliações individuais dos especialistas e da obtenção dos Resultados Globais. Esta operação se deu por meio dos Sistemas de Inferência *fuzzy* implementados na seção anterior. Entendem-se como Resultados Globais, neste trabalho, os valores que representam a avaliação do grupo, ou seja, as opiniões individuais dos especialistas agregadas em um valor único, para cada parâmetro: Influência dos PSF, Situação dos PSF e Estimativas das PEH.

Avaliação dos PSF e PEH pelo Grupo Especialista

Inicialmente as avaliações dadas por cada especialista nos cadernos de questionários foram transcritas para tabelas de agrupamento das avaliações, de forma a apresentar a avaliação dada por todo o grupo (7 especialistas) em cada item avaliado.

As TAB. 5-1, TAB. 5-2 e TAB. 5-3 apresentam as avaliações do Grupo Especialista para a influência dos PSF, a situação dos PSF e PEH, respectivamente.

TABELA 5-1 – Avaliação do nível de influência dos PSF pelo grupo especialista

FATOR		ESPECIALISTAS						
1	FATORES EXTERNOS (Ambiente de Trabalho)	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7
1.1	Condições de localização / acesso aos locais das ações	G	M	G	P	G	P	G
1.2	Temperatura	G	P	M	N	G	N	M
1.3	Umidade	M	P	M	N	G	N	M
1.4	Qualidade do ar	G	M	G	N	G	P	M
1.5	Iluminação	M	M	M	N	G	N	M
1.6	Ruído	M	M	M	M	G	N	P
1.7	Vibração	M	M	M	P	G	N	P
1.8	Grau de limpeza em geral	M	P	M	P	G	N	P
1.9	Relação horas de trabalho / descanso	G	M	G	M	G	P	M
1.10	Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais	M	M	G	P	G	P	G
1.11	Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos	G	M	G	P	G	P	G
1.12	Condições de visualização dos displays nos equipamentos	G	G	G	P	G	P	M
1.13	Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays dos equipamentos	G	M	M	P	G	P	M
1.14	Organização de plantões e o número de operadores disponíveis por turno de trabalho	M	G	G	M	G	P	G
1.15	Necessidade de rapidez com exigência de precisão na execução de determinadas tarefas	G	M	G	M	G	N	G
1.16	Necessidade de interpretação para determinadas tarefas	G	G	G	M	G	N	M
1.17	Condições / “clima” para tomada de decisões	M	G	G	M	G	N	M
1.18	Repetitividade em determinadas tarefas	M	M	G	M	G	N	N
1.19	Grau de complexidade de determinadas tarefas	M	M	G	G	G	N	N
1.20	Realização de cálculos em algumas atividades	M	M	G	G	G	P	N
1.21	Comunicação entre os membros da equipe	G	G	G	M	G	N	G
1.22	Qualidade da interface homem-máquina.	G	G	G	M	G	N	P
1.23	Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades	G	G	G	G	G	P	P
1.24	Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais	G	M	G	M	G	P	G
1.25	Existência ou não de instruções escritas (critérios) para realização do diagnóstico	M	M	M	M	G	N	G
1.26	Coerência nos métodos de trabalho	G	M	G	M	G	N	M
1.27	Erro de conteúdo e/ou de sequência nos procedimentos escritos	G	P	G	P	G	P	G
2	FATORES INTERNOS e ESTRESSORES							
2.1	Tempo de experiência na função	G	G	G	M	G	N	M
2.2	Conhecimento na área de atuação	G	G	G	G	G	N	M
2.3	Familiaridade com ações de resposta a situações de emergência.	G	G	G	G	G	N	G
2.4	Estado emocional	G	M	G	G	G	N	G
2.5	Estresse em situações de emergência	G	M	G	G	G	P	G
2.6	Duração do estresse	G	M	G	M	G	P	G
2.7	Risco de exposição a perigos.	G	G	G	M	G	P	G
2.8	Identificação com o grupo de trabalho	G	G	G	M	G	N	G
2.9	Subtaneidade (surpresa) das ocorrências.	G	M	M	P	G	M	G
2.10	Carga de trabalho	M	M	M	P	G	P	M
2.11	Monotonia no trabalho	M	M	M	M	G	N	M
2.12	Períodos longos de vigilância sem ocorrências.	M	M	M	M	G	P	M
2.13	Aparição ocasional de ruídos ou outros fatores que causem distração	M	M	M	P	G	P	M
2.14	Disparos acidentais e rotineiros de alarmes	M	M	M	P	G	N	M
2.15	Caso de fadiga	M	M	M	P	G	N	G
2.16	Comodidade na execução das tarefas	M	M	M	P	G	N	M
2.17	Condição física do operador	M	G	M	M	G	N	P

N – nenhuma; P – pouca; M – moderada; G – grande

TABELA 5-2 – Avaliação da situação atual dos PSF pelo grupo especialista

FATOR		ESPECIALISTAS						
1	FATORES EXTERNOS (Ambiente de Trabalho)	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7
1.1	Condições gerais de localização / acesso aos locais de realização das ações.	B	R	B	B	MB	B	B
1.2	Temperatura	B	R	B	R	MB	B	B
1.3	Umidade	B	R	B	R	MB	B	B
1.4	Qualidade do ar	B	B	B	B	MB	B	B
1.5	Iluminação	B	R	B	B	B	B	B
1.6	Ruído	B	RU	B	B	B	R	R
1.7	Vibração	B	RU	B	MB	B	R	R
1.8	Grau de limpeza em geral	B	R	B	B	MB	MB	M
1.9	Relação horas de trabalho / descanso	B	R	B	R	B	B	B
1.10	Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais	B	B	R	R	R	B	B
1.11	Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos	B	B	B	B	B	B	B
1.12	Condições de visualização dos displays nos equipamentos	B	R	B	B	B	B	B
1.13	Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays dos equiptos	B	R	R	B	B	B	R
1.14	Organização de plantões e o número de operadores disponíveis por turno de trabalho	B	B	B	R	R	B	B
1.15	Necessidade de rapidez com exigência de precisão na execução de determinadas tarefas (no sentido de coerência da exigência)	R	B	B	R	B	B	B
1.16	Necessidade de interpretação para determinadas tarefas (avaliar se a exigência de interpretação, normalmente, é compatível com o tempo destinado)	R	B	B	R	B	MB	B
1.17	Condições / “clima” para tomada de decisões	B	R	B	RU	B	B	R
1.18	Repetitividade em determinadas tarefas	B	B	B	R	RU	B	B
1.19	Grau de complexidade de determinadas tarefas	B	B	B	R	R	B	B
1.20	Realização de cálculos em algumas atividades (avaliar a coerência)	B	B	B	R	R	B	R
1.21	Comunicação entre os membros da equipe	B	B	B	R	MB	MB	R
1.22	Qualidade da interface homem-máquina.	B	R	B	B	MB	B	B
1.23	Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades	R	R	B	R	R	B	R
1.24	Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais (avaliar como pode ficar o desempenho quando eles acontecem)	B	B	B	B	B	B	R
1.25	Existência ou não de instruções escritas (critérios) para realização do diagnóstico	R	B	R	R	MB	R	R
1.26	Coerência nos métodos de trabalho	B	R	B	R	MB	B	B
1.27	Erro de conteúdo e/ou de sequência nos procedimentos escritos (avaliar a frequência com que aparecem)	B	B	B	R	R	B	R
2	FATORES INTERNOS e ESTRESSORES							
2.1	Tempo de experiência na função (avaliar o seu tempo para um desemp satisfatório)	B	MB	MB	B	MB	R	B
2.2	Conhecimento na área de atuação (avaliar o seu conhec para um desemp satisfatório)	B	MB	MB	B	MB	R	B
2.3	Familiaridade com ações de resposta a situações de emergência	B	B	MB	B	MB	B	R
2.4	Estado emocional. (conceitue o seu estado)	B	B	MB	B	MB	B	B
2.5	Nível do estresse em situações de emergência	B	B	MB	R	MB	B	B
2.6	Duração do estresse.	B	B	MB	R	MB	B	R
2.7	Risco de exposição a perigos.	B	B	R	B	B	B	B
2.8	Identificação com o grupo de trabalho	B	MB	MB	B	MB	B	B
2.9	Subtaneidade (surpresa) das ocorrências	B	B	B	R	B	B	R
2.10	Carga de trabalho	B	B	B	R	R	B	B
2.11	Monotonia no trabalho (caso exista, avalie como é a sua influência no desempenho)	B	B	B	R	B	B	B
2.12	Períodos longos de vigilância sem ocorrências (caso exista, avalie como é a sua influência no desempenho)	B	MB	B	R	MB	B	B
2.13	Aparição de ruídos ou outros fatores que causem distração	R	B	B	R	R	R	B
2.14	Disparos acidentais rotineiros de alarmes	R	MB	B	R	MB	R	R
2.15	Caso de fadiga. (avaliar como é quando ocorre)	R	R	B	R	R	R	R
2.16	Comodidade na execução das tarefas	B	MB	B	B	B	B	B
2.17	Condição física do operador (avaliar como você se sente para esforços que requeiram esforço mais intenso)	B	MB	B	B	MB	B	B

MRU - muito ruim; RU – ruim; R – regular; B – boa; MB - muito boa

TABELA 5-3 – Avaliação das PEH pelo grupo especialista

AÇÃO	Ações avaliadas pelos especialistas	ESPECIALISTAS						
		E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7
	Diagnóstico							
a	Não conseguir realizar o diagnóstico (como exemplo, por falta de experiência / conhecimento)	M	MB	B	B	B	Z	MA
b	Não diagnosticar em tempo hábil a situação de emergência.	M	B	B	M	Z	MB	A
c	Fazer um diagnóstico equivocado da situação	B	B	B	M	MB	MB	A
d	Não realizar qualquer ação diante do disparo dos alarmes (ficar paralisado).	B	MB	Z	M	Z	MB	A
1	Acionar o SCRAM do reator, a partir da Sala de Controle, pressionando, simultaneamente, as quatro botoeiras localizadas no painel frontal da mesa de controle;							
a	Retardar o acionamento do SCRAM.	M	MB	MB	MB	B	Z	B
b	Não pressionar o suficiente de forma que um ou outro botão continue desativado.	MB	MB	MB	Z	Z	Z	B
c	Não pressionar <u>simultaneamente</u> as quatro botoeiras.	MB	B	MB	B	Z	Z	B
d	Pressionar outros botões que não sejam os do SCRAM.	MB	MB	MB	Z	MB	Z	MB
e	Não perceber se o SCRAM foi acionado ou não.	MB	B	MB	Z	B	Z	M
f	Não saber o que fazer, dado que o SCRAM não teve sucesso.	MB	B	B	MB	B	Z	MA
g	Por alguma razão não acionar o SCRAM do reator.	MB	MB	MB	Z	M	MB	MB
2	Desligar o circuito do sistema primário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar C;							
a	Não desligar o circuito do sistema primário e passar para a etapa de desligamento do secundário. (pular a etapa)	MB	M	MB	MB	B	MB	B
b	Pressionar um outro botão que não seja o do circ do sist primário.	MB	B	MB	MB	B	MB	B
c	Não pressionar o botão o suficiente para que ocorra o desligamento do circuito.	MB	MB	MB	Z	B	MB	MB
3	Desligar o circuito do sistema secundário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar C;							
a	Não desligar circuito do sistema secundário e ter desligado somente o primário.	MB	MB	B	MB	B	MB	B
b	Desligar a botoeira dos ventiladores das torres em vez da do circ do sist secundário.	MB	MB	MB	MB	B	MB	MB
c	Não pressionar o botão o suficiente para que ocorra o desligamento do circuito.	MB	MB	MB	Z	B	MB	MB
4	Contatar o supervisor de turno e o COLE;							
a	Retardar a realização do contato.	MB	M	MB	MB	B	MB	B
b	Não conseguir fazer contato com o supervisor ou o COLE.	MB	A	MB	B	M	MB	M
c	Não conseguir informar de forma clara sobre a natureza do evento e/ou prováveis vítimas (informação incompleta / confusa).	MB	B	MB	B	B	MB	M
5	Dar aviso no sistema de alto-falante para abandono de área;							
a	Retardar a emissão do aviso.	MB	MB	MB	MB	Z	MB	M
b	Transmitir a informação de forma incompleta / confusa.	MB	MB	MB	B	B	MB	A
c	Encontrar o sistema de auto-falantes danificado.	MB	A	MB	M	B	MB	M
d	Não repetir o aviso no número de vezes necessário.	MB	A	B	B	B	MB	M
6	Ligar as sirenes internas;							
a	Acionar outro dispositivo que não seja o das sirenes.	MB	B	MB	B	B	MB	B
b	Abandonar a área sem ter acionado as sirenes.	MB	B	B	M	B	MB	M
7	Abandonar a área;							
a	Não encontrar indicações claras das rotas de fuga e dos pontos de encontro.	MB	MB	B	MB	MB	Z	A
b	Encontrar saídas de emergência obstruídas.	MB	B	Z	Z	MB	Z	M
8	Observando vítima no 3º andar, socorrê-la (fazendo uso dos equipamentos adequados) deixando-a no corredor junto à porta de saída de emergência;							
a	Não encontrar os equipamento de proteção para socorrer as vítimas.	MB	MB	MB	MB	B	MB	M
b	Retardar o atendimento à vítima por estar realizando outras tarefas.	MB	B	M	MB	MB	MB	M
c	Não saber o que fazer com a vítima, devido ao seu estado.	MB	B	MB	M	B	MB	A
d	Não utilizar corretamente o equipamento de proteção ao socorrer a vítima.	MB	B	M	M	B	MB	M
e	Não encontrar a porta sinalizada como saída de emergência.	MB	M	MB	Z	Z	MB	M

Z –zero; MB - muito baixa; B - baixa; M - moderada; A - alta; MA - muito alta

Como descrito em 4.2.6.1 - Configuração dos SLF - a compilação total dos dados para cada parâmetro foi realizada através de uma estrutura hierárquica com 2 SLF. No SLF 1, foram inseridos os dados fornecidos pelos especialistas E4 a E7 em cada SLF, gerando um $R_{(E4-E7)}$ correspondente. No SLF 2, os dados dos especialistas E1, E2 e E3 foram combinados com os correspondentes $R_{(E4-E7)}$, gerando a INFL_PSF, a SIT_PSF e as PEH.

O resultado global das avaliações do grupo especialista para a influência dos PSF está representado na TAB. 5-4.

TABELA 5-4 – Resultado global das avaliações da influência dos PSF

PSF	Valores Linguísticos							Valores de Referência								Resultado Global E1, E2, E3 e R _(E4-E7)	
	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7	R _(E4-E7)	Valores de Referência	Valores Linguísticos
1.1	G	M	G	P	G	P	G	10	5	10	2	10	2	10	1,83	8,20	G
1.2	G	P	M	N	G	N	M	10	2	5	0	10	0	5	1,68	1,83	P
1.3	M	P	M	N	G	N	M	5	2	5	0	10	0	5	1,68	1,83	P
1.4	G	M	G	N	G	P	M	10	5	10	0	10	2	5	1,68	8,20	G
1.5	M	M	M	N	G	N	M	5	5	5	0	10	0	5	1,68	5,00	M
1.6	M	M	M	M	G	N	P	5	5	5	5	10	0	2	1,68	5,00	M
1.7	M	M	M	P	G	N	P	5	5	5	2	10	0	2	1,68	5,00	M
1.8	M	P	M	P	G	N	P	5	2	5	2	10	0	2	1,68	1,83	P
1.9	G	M	G	M	G	P	M	10	5	10	5	10	2	5	5,00	5,00	M
1.10	M	M	G	P	G	P	G	5	5	10	2	10	2	10	1,83	5,00	M
1.11	G	M	G	P	G	P	G	10	5	10	2	10	2	10	1,83	8,20	G
1.12	G	G	G	P	G	P	M	10	10	10	2	10	2	5	1,68	8,20	G
1.13	G	M	M	P	G	P	M	10	5	5	2	10	2	5	1,68	5,00	M
1.14	M	G	G	M	G	P	G	5	10	10	5	10	2	10	8,32	8,20	G
1.15	G	M	G	M	G	N	G	10	5	10	5	10	0	10	8,32	8,23	G
1.16	G	G	G	M	G	N	M	10	10	10	5	10	0	5	5,00	8,37	G
1.17	M	G	G	M	G	N	M	5	10	10	5	10	0	5	5,00	5,00	M
1.18	M	M	G	M	G	N	N	5	5	10	5	10	0	0	1,68	5,00	M
1.19	M	M	G	G	G	N	N	5	5	10	10	10	0	0	1,68	5,00	M
1.20	M	M	G	G	G	P	N	5	5	10	10	10	2	0	1,68	5,00	M
1.21	G	G	G	M	G	N	G	10	10	10	5	10	0	10	8,32	8,23	G
1.22	G	G	G	M	G	N	P	10	10	10	5	10	0	2	1,68	8,20	G
1.23	G	G	G	G	G	P	P	10	10	10	10	10	2	2	1,68	8,20	G
1.24	G	M	G	M	G	P	G	10	5	10	5	10	2	10	8,32	8,20	G
1.25	M	M	M	M	G	N	G	5	5	5	5	10	0	10	8,32	5,00	M
1.26	G	M	G	M	G	N	M	10	5	10	5	10	0	5	5,00	5,00	M
1.27	G	P	G	P	G	P	G	10	2	10	2	10	2	10	1,83	1,83	P
2.1	G	G	G	M	G	N	M	10	10	10	5	10	0	5	5,00	8,37	G
2.2	G	G	G	G	G	N	M	10	10	10	10	10	0	5	5,00	8,37	G
2.3	G	G	G	G	G	N	G	10	10	10	10	10	0	10	8,32	8,23	G
2.4	G	M	G	G	G	N	G	10	5	10	10	10	0	10	8,32	8,23	G
2.5	G	M	G	G	G	P	G	10	5	10	10	10	2	10	8,32	8,23	G
2.6	G	M	G	M	G	P	G	10	5	10	5	10	2	10	8,32	8,23	G
2.7	G	G	G	M	G	P	G	10	10	10	5	10	2	10	8,32	8,20	G
2.8	G	G	G	M	G	N	G	10	10	10	5	10	0	10	8,32	8,23	G
2.9	G	M	M	P	G	M	G	10	5	5	2	10	5	10	8,32	8,20	G
2.10	M	M	M	P	G	P	M	5	5	5	2	10	2	5	1,68	5,00	M
2.11	M	M	M	M	G	N	M	5	5	5	5	10	0	5	5,00	5,00	M
2.12	M	M	M	M	G	P	M	5	5	5	5	10	2	5	5,00	5,00	M
2.13	M	M	M	P	G	P	M	5	5	5	2	10	2	5	1,68	5,00	M
2.14	M	M	M	P	G	N	M	5	5	5	2	10	0	5	1,68	5,00	M
2.15	M	M	M	P	G	N	G	5	5	5	2	10	0	10	1,68	5,00	M
2.16	M	M	M	P	G	N	M	5	5	5	2	10	0	5	1,68	5,00	M
2.17	M	G	M	M	G	N	P	5	10	5	5	10	0	2	1,68	5,00	M

Com relação à TAB. 5-4, é importante lembrar que os dados das avaliações passaram pelas seguintes etapas:

1. Todos os valores linguísticos das avaliações dos especialistas (E1 a E7) da TAB. 5-1 foram convertidos em seus respectivos valores de referência com base na TAB. 4.2.6-1;
2. Os valores de referência de E4 a E7 foram inseridos nas telas gráficas de entrada de dados, correspondentes, e obtido o $R_{(E4-E7)}$. Observar que o $R_{(E4-E7)}$ está na mesma unidade dos valores de referência;
3. Os valores de referência de E1 a E3, juntamente com o $R_{(E4-E7)}$ foram inseridos nas telas gráficas de entrada de dados, correspondentes, e obtido o resultado global da Influência de cada PSF, em valores de referência;
4. Cada resultado global da Influência dos PSF, em valores de referência, foi submetido às faixas de valores de referência de saída da TAB. 4.2.6-1 e obtido, então, o resultado global em termos linguísticos. Estes últimos são os que podem ser utilizados, por exemplo, quando se quer ter uma visão geral de quais fatores teriam maior ou menor influência na instalação.

O resultado global das avaliações do grupo especialista para a situação dos PSF está representado na TAB. 5-5.

TABELA 5-5 – Resultado global das avaliações da situação atual dos PSF

PSF	Valores Linguísticos							Valores de Referência								Resultado Global E1, E2, E3 e R _(E4-E7)	
	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7	R (E4-E7)	Valores de Referência	Valores Linguísticos
1.1	B	R	B	B	MB	B	B	0,5	1,0	0,5	0,5	0,1	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.2	B	R	B	R	MB	B	B	0,5	1,0	0,5	1,0	0,1	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.3	B	R	B	R	MB	B	B	0,5	1,0	0,5	1,0	0,1	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.4	B	B	B	B	MB	B	B	0,5	0,5	0,5	0,5	0,1	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.5	B	R	B	B	B	B	B	0,5	1,0	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.6	B	RU	B	B	B	R	R	0,5	5,0	0,5	0,5	0,5	1,0	1,0	0,65	0,65	B
1.7	B	RU	B	MB	B	R	R	0,5	5,0	0,5	0,1	0,5	1,0	1,0	0,65	0,65	B
1.8	B	R	B	B	MB	MB	M	0,5	1,0	0,5	0,5	0,1	0,1	M	0,65	0,56	B
1.9	B	R	B	R	B	B	B	0,5	1,0	0,5	1,0	0,5	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.10	B	B	R	R	R	B	B	0,5	0,5	1,0	1,0	1,0	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.11	B	B	B	B	B	B	B	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.12	B	R	B	B	B	B	B	0,5	1,0	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.13	B	R	R	B	B	B	R	0,5	1,0	1,0	0,5	0,5	0,5	1,0	0,56	0,61	B
1.14	B	B	B	R	R	B	B	0,5	0,5	0,5	1,0	1,0	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.15	R	B	B	R	B	B	B	1,0	0,5	0,5	1,0	0,5	0,5	0,5	0,56	0,61	B
1.16	R	B	B	R	B	MB	B	1,0	0,5	0,5	1,0	0,5	0,1	0,5	0,65	0,67	B
1.17	B	R	B	RU	B	B	R	0,5	1,0	0,5	1,0	0,5	0,5	1,0	0,65	0,56	B
1.18	B	B	B	R	RU	B	B	0,5	0,5	0,5	1,0	5,0	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.19	B	B	B	R	R	B	B	0,5	0,5	0,5	1,0	1,0	0,5	0,5	0,56	0,56	B
1.20	B	B	B	R	R	B	R	0,5	0,5	0,5	1,0	1,0	0,5	1,0	1,00	0,56	B
1.21	B	B	B	R	MB	MB	R	0,5	0,5	0,5	1,0	0,1	0,1	1,0	1,00	0,56	B
1.22	B	R	B	B	MB	B	B	0,5	1,0	0,5	0,5	0,1	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.23	R	R	B	R	R	B	R	1,0	1,0	0,5	1,0	1,0	0,5	1,0	1,00	1,00	R
1.24	B	B	B	B	B	B	R	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	1,0	0,56	0,56	B
1.25	R	B	R	R	MB	R	R	1,0	0,5	1,0	1,0	0,1	1,0	1,0	1,00	1,00	R
1.26	B	R	B	R	MB	B	B	0,5	1,0	0,5	1,0	0,1	0,5	0,5	0,65	0,56	B
1.27	B	B	B	R	R	B	R	0,5	0,5	0,5	1,0	1,0	0,5	1,0	1,00	0,56	B
2.1	B	MB	MB	B	MB	R	B	0,5	0,1	0,1	0,5	0,1	1,0	0,5	0,65	0,65	B
2.2	B	MB	MB	B	MB	R	B	0,5	0,1	0,1	0,5	0,1	1,0	0,5	0,65	0,65	B
2.3	B	B	MB	B	MB	B	R	0,5	0,5	0,1	0,5	0,1	0,5	1,0	0,65	0,65	B
2.4	B	B	MB	B	MB	B	B	0,5	0,5	0,1	0,5	0,1	0,5	0,5	0,65	0,65	B
2.5	B	B	MB	R	MB	B	B	0,5	0,5	0,1	1,0	0,1	0,5	0,5	0,65	0,65	B
2.6	B	B	MB	R	MB	B	R	0,5	0,5	0,1	1,0	0,1	0,5	1,0	1,00	0,65	B
2.7	B	B	R	B	B	B	B	0,5	0,5	1,0	0,5	0,5	0,5	0,5	0,56	0,56	B
2.8	B	MB	MB	B	MB	B	B	0,5	0,1	0,1	0,5	0,1	0,5	0,5	0,65	0,65	B
2.9	B	B	B	R	B	B	R	0,5	0,5	0,5	1,0	0,5	0,5	1,0	1,00	0,56	B
2.10	B	B	B	R	R	B	B	0,5	0,5	0,5	1,0	1,0	0,5	0,5	0,56	0,56	B
2.11	B	B	B	R	B	B	B	0,5	0,5	0,5	1,0	0,5	0,5	0,5	0,56	0,56	B
2.12	B	MB	B	R	MB	B	B	0,5	0,1	0,5	1,0	0,1	0,5	0,5	0,65	0,65	B
2.13	R	B	B	R	R	R	B	1,0	0,5	0,5	1,0	1,0	1,0	0,5	1,00	1,00	R
2.14	R	MB	B	R	MB	R	R	1,0	0,1	0,5	1,0	0,1	1,0	1,0	1,00	1,00	R
2.15	R	R	B	R	R	R	R	1,0	1,0	0,5	1,0	1,0	1,0	1,0	1,00	1,00	R
2.16	B	MB	B	B	B	B	B	0,5	0,1	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,56	0,65	B
2.17	B	MB	B	B	MB	B	B	0,5	0,1	0,5	0,5	0,1	0,5	0,5	0,65	0,65	B

Com relação à TAB. 5-5, é importante relembrar que os dados das avaliações passaram pelas seguintes etapas:

1. Todos os valores linguísticos das avaliações dos especialistas (E1 a E7) da TAB. 5-2 foram convertidos em seus respectivos valores de referência com base na TAB. 4.2.6-2;

2. Os valores de referência de E4 a E7 foram inseridos nas telas gráficas de entrada de dados, correspondentes, e obtido o $R_{(E4-E7)}$. Observar que o $R_{(E4-E7)}$ está na mesma unidade dos valores de referência;
3. Os valores de referência de E1 a E3, juntamente com o $R_{(E4-E7)}$ foram inseridos nas telas gráficas de entrada de dados, correspondentes, e obtido o resultado global da Situação de cada PSF, em valores de referência;
4. Este resultado global da Situação dos PSF de cada fator foi submetido às faixas de valores de referência de saída da TAB. 4.2.6-2 e obtido, então, o resultado global em termos linguísticos. Os Valores de Referência do resultado global são aqueles que podem ser utilizados nos estudos de ACH.

O resultado global das avaliações do grupo especialista para as estimativas das PEH está representado na TAB. 5-6.

TABELA 5-6 – Resultado global das avaliações das estimativas das PEH

Ação	Valores Linguísticos							Valores de Referência								Resultado Global E1, E2, E3 e $R_{(E4-E7)}$	
	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7	E1	E2	E3	E4	E5	E6	E7	R (E4-E7)	Val Ref	Val Ling
Da	M	MB	B	B	B	Z	MA	0,0100	0,0001	0,0010	0,0010	0,0010	0,0000	1,0000	0,00210	0,00158	B
Db	M	B	B	M	Z	MB	A	0,0100	0,001	0,0010	0,0100	0,0000	0,0001	0,1000	0,00030	0,00132	B
Dc	B	B	B	M	MB	MB	A	0,0010	0,001	0,0010	0,0100	0,0001	0,0001	0,1000	0,00030	0,00132	B
Dd	B	MB	Z	M	Z	MB	A	0,0010	0,0001	0,0000	0,0100	0,0000	0,0001	0,1000	0,00030	0,00058	B
1a	M	MB	MB	MB	B	Z	B	0,0100	0,0001	0,0001	0,0001	0,0010	0,0000	0,0010	0,00007	0,00008	MB
1b	MB	MB	MB	Z	Z	Z	B	0,0001	0,0001	0,0001	0,0000	0,0000	0,0000	0,0010	0,00006	0,00008	MB
1c	MB	B	MB	B	Z	Z	B	0,0001	0,001	0,0001	0,0010	0,0000	0,0000	0,0010	0,00210	0,00008	MB
1d	MB	MB	MB	Z	MB	Z	MB	0,0001	0,0001	0,0001	0,0000	0,0001	0,0000	0,0001	0,00007	0,00008	MB
1e	MB	B	MB	Z	B	Z	M	0,0001	0,001	0,0001	0,0000	0,0010	0,0000	0,0100	0,00006	0,00008	MB
1f	MB	B	B	MB	B	Z	MA	0,0001	0,001	0,0010	0,0001	0,0010	0,0000	1,0000	0,00007	0,00008	MB
1g	MB	MB	MB	Z	M	MB	MB	0,0001	0,0001	0,0001	0,0000	0,0100	0,0001	0,0001	0,00007	0,00008	MB
2a	MB	M	MB	MB	B	MB	B	0,0001	0,0100	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,00007	0,00008	MB
2b	MB	B	MB	MB	B	MB	B	0,0001	0,0010	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,00007	0,00008	MB
2c	MB	MB	MB	Z	B	MB	MB	0,0001	0,0001	0,0001	0,0000	0,0010	0,0001	0,0001	0,00007	0,00008	MB
3a	MB	MB	B	MB	B	MB	B	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,00007	0,00008	MB
3b	MB	MB	MB	MB	B	MB	MB	0,0001	0,0001	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0001	0,00007	0,00008	MB
3c	MB	MB	MB	Z	B	MB	MB	0,0001	0,0001	0,0001	0,0000	0,0010	0,0001	0,0001	0,00007	0,00008	MB
4a	MB	M	MB	MB	B	MB	B	0,0001	0,0100	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,00007	0,00008	MB
4b	MB	A	MB	B	M	MB	M	0,0001	0,1000	0,0001	0,0010	0,0100	0,0001	0,0100	0,00320	0,00008	MB
4c	MB	B	MB	B	B	MB	M	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,0010	0,0001	0,0100	0,00210	0,00008	MB
5a	MB	MB	MB	MB	Z	MB	M	0,0001	0,0001	0,0001	0,0001	0,0000	0,0001	0,0100	0,00007	0,00008	MB
5b	MB	MB	MB	B	B	MB	A	0,0001	0,0001	0,0001	0,0010	0,0010	0,0001	0,1000	0,00210	0,00008	MB
5c	MB	A	MB	M	B	MB	M	0,0001	0,1000	0,0001	0,0100	0,0010	0,0001	0,0100	0,00320	0,00008	MB
5d	MB	A	B	B	B	MB	M	0,0001	0,1000	0,001	0,0010	0,0010	0,0001	0,0100	0,00210	0,00158	B
6a	MB	B	MB	B	B	MB	B	0,0001	0,0010	0,0001	0,0010	0,0010	0,0001	0,0010	0,00210	0,00008	MB
6b	MB	B	B	M	B	MB	M	0,0001	0,0010	0,0010	0,0100	0,0010	0,0001	0,0100	0,00320	0,00158	B
7a	MB	MB	B	MB	MB	Z	A	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0001	0,0000	0,1000	0,00007	0,00008	MB
7b	MB	B	Z	Z	MB	Z	M	0,0001	0,0010	0,0000	0,0000	0,0001	0,0000	0,0100	0,00007	0,00008	MB
8a	MB	MB	MB	MB	B	MB	M	0,0001	0,0001	0,0001	0,0001	0,0010	0,0001	0,0100	0,00007	0,00008	MB
8b	MB	B	M	MB	MB	MB	M	0,0001	0,0010	0,0100	0,0001	0,0001	0,0001	0,0100	0,00007	0,00008	MB
8c	MB	B	MB	M	B	MB	A	0,0001	0,0010	0,0001	0,0100	0,0010	0,0001	0,1000	0,00320	0,00008	MB
8d	MB	B	M	M	B	MB	M	0,0001	0,0010	0,0100	0,0100	0,0010	0,0001	0,0100	0,00320	0,00158	B
8e	MB	M	MB	Z	Z	MB	M	0,0001	0,0100	0,0001	0,0000	0,0000	0,0001	0,0100	0,00007	0,00008	MB

Com relação à TAB. 5-6, é importante lembrar que os dados das avaliações passaram pelas seguintes etapas:

1. Todos os valores linguísticos das avaliações dos especialistas (E1 a E7) da TAB. 5-3 foram convertidos em seus respectivos valores de referência com base na TAB. 4.2.6-3;
2. Os valores de referência de E4 a E7 foram inseridos nas telas gráficas de entrada de dados, correspondentes, e obtido o $R_{(E4-E7)}$. Observar que o $R_{(E4-E7)}$ está na mesma unidade dos valores de referência;
3. Os valores de referência de E1 a E3, juntamente com o $R_{(E4-E7)}$ foram inseridos nas telas gráficas de entrada de dados, correspondentes, e obtido o resultado global das estimativas das PEH, para cada ação, em valores de referência;
4. Este resultado global das estimativas das PEH, para cada ação, em valores de referência foi submetido às faixas de valores de referência de saída da TAB. 4.2.6-3 e obtido, então, o resultado global em termos linguísticos. Os Valores de Referência do resultado global são aqueles que podem ser empregados nos estudos de APS ou de ACH.

Cabe ressaltar, que consoante às definições delineadas na seção 4.1.5, as PEH obtidas neste trabalho são as PEH nominais.

6 ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

Inicialmente, pôde ser observada a coerência dos resultados globais em termos linguísticos (TAB. 5-4, TAB. 5-5 e TAB. 5-6) com as avaliações dadas inicialmente pelo grupo (TAB. 5-1, TAB. 5-2 e TAB. 5-3), ou seja, percebe-se que esses resultados representam a opinião da maioria no grupo.

Influência dos PSF

Com relação à Influência dos PSF, observa-se na TAB. 5-4 que a maioria dos especialistas considera que a influência de um determinado grupo de PSF está entre M (moderada) e G (grande). Isso significa que são os fatores que precisariam receber uma atenção especial, pois foram considerados de uma razoável influência em uma ação de emergência.

De uma forma geral, as informações obtidas são muito importantes para as situações em que se deseja promover melhorias nas condições dos PSF da instalação, por exemplo, priorizando os PSF de maior influência. Para isso, basta analisar a influência de cada fator, dada em termos linguísticos.

Situação dos PSF

Observa-se uma avaliação positiva para a instalação em relação à situação dos PSF (TAB. 5-5), pois mais de 90% dos fatores estão classificados como B (bom). Por outro lado, poucos especialistas atribuíram valor MB (Muito bom) para os PSF. Isso talvez seja um indicativo dado pela maioria dos especialistas, de que alguns fatores poderiam estar em situação um pouco melhor. Os resultados globais da SIT_PSF, em valores de referência, podem ser aplicados a PEH nominais empregadas em ACH, que pelos resultados observados neste trabalho, poderá diminuí-las ou mantê-las.

Estimativas das PEH

Observa-se uma predominância de valores baixos para as PEH, como Z (zero) e MB (muito baixa) nas avaliações dos especialistas. Este fato talvez seja consequência da qualidade favorável dos PSF na instalação e da baixa tensão das atividades sobre os operadores, por se tratar de atividades em um reator de pesquisas. Em razão destes valores

baixos nas avaliações houve também uma concentração de valores baixos no resultado global (TAB. 5-6).

Os valores globais obtidos nas estimativas das PEH (TAB. 5-6) foram comparados com a base de dados estabelecida por Swain e Guttman (1983) e com estimativas utilizadas por AIChE (1994) e Kletz (2001) em seus trabalhos e se mostraram próximos para ações semelhantes.

Com o intuito de se realizar uma comparação mais detalhada, foram extraídas de Swain e Guttman (1983) algumas tabelas para demonstrar o quanto os resultados obtidos neste trabalho são assemelhados. Como mencionado na seção 4.1.4.2, esta obra provê uma base de dados de PEH nominais direcionada à área nuclear, as quais são baseadas em evidências empíricas e em avaliação por especialistas.

A TAB. 6-1 diz respeito ao erro por omissão de um item, na execução de uma tarefa, quando há procedimento escrito. As ações 1g, 2a e 3a avaliadas pelos especialistas (TAB. 5-3) se enquadram nesta categoria.

TABELA 6-1 – Erros de omissão na execução de uma tarefa

Item**	Omission of item:	HEP	EF
When procedures with checkoff provisions are correctly used [†] :			
(1)	Short list, ≤10 items	.001	3
(2)	Long list, >10 items	.003	3
When procedures without checkoff provisions are used, or when checkoff provisions are incorrectly used ^{††} :			
(3)	Short list, ≤10 items	.003	3
(4)	Long list, >10 items	.01	3
(5)	When written procedures are available and should be used but are not used ^{††}	.05 [‡]	5
* The estimates for each item (or perceptual unit) presume zero dependence among the items (or units) and must be modified by using the dependence model when a nonzero level of dependence is assumed.			
** The term "item" for this column is the usual designator for tabled entries and does <u>not</u> refer to an item of instruction in a procedure.			
† Correct use of checkoff provisions is assumed for items in which written entries such as numerical values are required of the user.			
†† Table 20-6 lists the estimated probabilities of incorrect use of checkoff provisions and of nonuse of available written procedures.			
‡ If the task is judged to be "second nature," use the lower uncertainty bound for .05, i.e., use .01 (EF = 5).			

Fonte: (Swain e Guttman, 1983)

A TAB. 6-2 reúne os principais tipos de erro de comissão, com ações semelhantes às que foram avaliadas no questionário, como exemplo 1b, 1c, 1d, 2b, 2c, 3a, 3b, 3c e 6a da TAB. 5-3.

TABELA 6-2 – Erros de comissão na operação de controles

Item	Potential Errors	HEP	EF
(1)	Inadvertent activation of a control Select wrong control on a panel from an array of similar-appearing controls**:	see text, Ch. 13	
(2)	identified by labels only	.003	3
(3)	arranged in well-delineated functional groups	.001	3
(4)	which are part of a well-defined mimic layout Turn rotary control in wrong direction (for two-position switches, see item 8):	.0005	10
(5)	when there is no violation of populational stereotypes	.0005	10
(6)	when design violates a strong populational stereotype and operating conditions are normal	.05	5
(7)	when design violates a strong populational stereotype and operation is under high stress	.5	5
(8)	Turn a two-position switch in wrong direction or leave it in the wrong setting	†	
(9)	Set a rotary control to an incorrect setting (for two-position switches, see item 8)	.001	10 ^{††}
(10)	Failure to complete change of state of a component if switch must be held until change is completed Select wrong circuit breaker in a group of circuit breakers**:	.003	3
(11)	densely grouped and identified by labels only	.005	3
(12)	in which the PSFs are more favorable (see Ch. 13)	.003	3
(13)	Improperly mate a connector (this includes failures to seat connectors completely and failure to test locking features of connectors for engagement)	.003	3

* The HEPs are for errors of commission only and do not include any errors of decision as to which controls to activate.

**If controls or circuit breakers are to be restored and are tagged, adjust the tabled HEPs according to Table 20-15.

† Divide HEPs for rotary controls (items 5-7) by 5 (use same EFs).

†† This error is a function of the clarity with which indicator position can be determined: designs of control knobs and their position indications vary greatly. For plant-specific analyses, an EF of 3 may be used.

Fonte: (Swain e Guttman, 1983)

As ações apresentadas nas TAB. 6-3 e TAB. 6-4 são semelhantes às ações de diagnóstico avaliadas no questionário, porque elas dependem do que se interpreta por ocasião de uma situação anormal.

TABELA 6-3 – Erros na seleção de mostradores

Table 20-9 Estimated probabilities of errors in selecting unannounced displays for quantitative or qualitative readings (from Table 11-2)			
Item	Selection of Wrong Display:	HEP*	EF
(1)	when it is dissimilar to adjacent displays**	Negligible	
(2)	from similar-appearing displays when they are on a panel with clearly drawn mimic lines that include the displays	.0005	10
(3)	from similar-appearing displays that are part of well-delineated functional groups on a panel	.001	3
(4)	from an array of similar-appearing displays identified by labels only	.003	3
<p>* The listed HEPs are independent of recovery factors. In some cases, the content of the quantitative or qualitative indication from an incorrect display may provide immediate feedback of the selection error, and the total error can be assessed as negligible.</p> <p>** This assumes the operator knows the characteristics of the display for which he is searching.</p>			

Fonte: (Swain e Guttman, 1983)

TABELA 6-4 – Erros de comissão na leitura de mostradores

Item	Display or Task	HEP	EF
(1)	Digital indicators (these must be read - there is no true check-reading function for digital displays)	.001	3
	Analog meters:		
(2)	with easily seen limit marks	.001	3
(3)	with difficult-to-see limit marks, such as scribe lines	.002	3
(4)	without limit marks	.003	3
	Analog-type chart recorders:		
(5)	with limit marks	.002	3
(6)	without limit marks	.006	3
(7)	Confirming a status change on a status lamp	Negligible**	
(8)	Misinterpreting the indication on the indicator lamps	Negligible [†]	

* "Check-reading" means reference to a display merely to see if the indication is within allowable limits; no quantitative reading is taken. The check-reading may be done from memory or a written checklist may be used. The HEPs apply to displays that are checked individually for some specific purpose, such as a scheduled requirement, or in response to some developing situation involving that display.

** If operator must hold a switch in a spring-loaded position until a status lamp lights, use HEP = .003 (EF = 3), from Table 20-12, item 10.

[†] For levels of stress higher than optimal, use .001 (EF = 3).

Fonte: (Swain e Guttman, 1983)

Os valores relativamente maiores nas estimativas apresentadas por Swain e Guttman (1983), em relação às obtidas neste trabalho, se devem, provavelmente, ao fato mencionado previamente, de que esses dados estão mais direcionados a reatores de potência. Deve-se lembrar, no entanto, que a metodologia aqui apresentada atribuiu valores ao Universo de Discurso relativo ao espectro das avaliações apresentadas. Esta faixa de variação das probabilidades pode ser aperfeiçoada e ajustada na medida em que

outros estudos comparativos feitos na mesma instalação possam melhor estimar estes valores.

7 CONCLUSÕES

Este trabalho desenvolveu uma metodologia eficaz de obtenção de dados de confiabilidade humana que possibilita enfrentar o problema da escassez deste tipo de dados tanto para APS, como também para ACH.

Essa abordagem permitiu tratar, de forma matemática, medidas subjetivas sujeitas a incertezas, obtidas a partir da opinião de especialistas. O método possibilitou a obtenção de valores probabilísticos de confiabilidade humana por medidas de possibilidade associadas à avaliação de especialistas.

Neste trabalho, a lógica *fuzzy* proveu um método de traduzir expressões verbais, vagas, imprecisas e qualitativas, comuns na comunicação humana, numa representação formal e lógica do conhecimento implícito na avaliação de especialistas sobre situações de potenciais erros de operação do reator IEA-R1. Esta representação permitiu a obtenção de inferências que geraram dados relativos à probabilidade de erro humano. Estas inferências partem do pressuposto de que a avaliação feita pelos operadores é uma fonte genuína de conhecimento sobre estas probabilidades, que necessitam de um tratamento mais objetivo na sua avaliação e compilação.

Portanto, esta metodologia amplia a restrição binária de respostas “sim” ou “não”; a probabilidade é “alta” ou “baixa”; o PSF “tem influência” ou “não tem influência”, comum em um processo de avaliação por especialistas convencional, possibilitando incorporar respostas com uma maior amplitude e profundidade.

Justifica-se a aplicação do processo de avaliação por especialistas porque, mesmo que tivéssemos um eficiente banco de dados, este não poderia ser aplicado indistintamente a Instalações Nucleares em geral, pois como já visto, o comportamento humano depende, em muito, dos fatores (PSF) que o modelam, e estes são locais, característicos da pessoa e do ambiente.

Há de se destacar também que são vários os benefícios que este trabalho pode trazer para a instalação, dentre os quais podem ser citados:

- Possibilidade de formação de um banco de dados próprio para a Instalação;
- Possibilidade de aplicação das PEH em Análise Probabilística de Segurança – APS para a instalação, o que proporciona melhoria das condições de segurança através da redução do risco de acidentes;

- Melhoria das condições ambientais por meio de um ajuste no estado dos fatores relacionados ao desempenho das atividades, obtidos através da avaliação da situação atual dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano (PSF);
- Melhoria das condições gerais de segurança através de um *feedback* para as áreas de processos, engenharia e manutenção com a identificação de prováveis erros humanos nessas ações.

Outra conclusão importante baseada nas tabelas dos resultados finais (TAB. 5-4, TAB. 5-5 e TAB. 5-6) é que os resultados alcançados são compatíveis com os objetivos propostos para este trabalho, pois os dados obtidos retratam as situações com potencial de ocorrência de erros humanos em uma determinada situação de emergência, com uma maior ou menor chance de acontecer, dependendo da situação dos PSF.

Por fim, é importante destacar que foram obtidas informações valiosas para a instalação sobre confiabilidade humana, sem utilizar nenhuma informação ou dado prévio. Estes dados obtidos são representações significativas baseadas no conhecimento do agente mais diretamente envolvido neste tipo de avaliação, o próprio operador.

Sugestão de futuros desenvolvimentos

Com adaptações apropriadas, a metodologia envolvida na implementação dos SLF no MATLAB poderá ser empregada em avaliações para outras instalações.

Pode-se ainda em trabalhos futuros, criar uma ferramenta semelhante, que utilize, por exemplo, alguma outra técnica de Inteligência Artificial, capaz de estruturar bases de dados de Erro Humano.

APÊNDICE A - Caderno de questionários de avaliação

Divisão de Ensino
Pós - Graduação

TRABALHO DE MESTRADO

Aluno: **CLAUDIO SOUZA DO NASCIMENTO**

Orientador: **DR. ROBERTO NAVARRO DE MESQUITA**

Aplicação da Metodologia Fuzzy na Quantificação da Probabilidade de Erro Humano em Instalações Nucleares

Especialista

FUNÇÃO	TEMPO NA FUNÇÃO
TEMPO DE EXPERIÊNCIA COMO OPERADOR	ESCOLARIDADE

APRESENTAÇÃO

Sr Operador (Especialista)

Recentemente foi apresentado um seminário, no auditório do IEA-R1, sobre este trabalho de dissertação que consiste basicamente em se determinar a Probabilidade de Erro Humano através da Metodologia Fuzzy e a Opinião de Especialistas.

No tocante à parte experimental desse trabalho, foi escolhido como caso para estudo as ações dos operadores em resposta a uma situação de emergência prevista no Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1.

Inicialmente serão avaliados pelos especialistas (operadores) os Fatores Influenciadores do Desempenho Humano, *Performance Shaping Factors* (PSF) – anexos I e II. Esses fatores, que incidem no desempenho humano de uma interação homem – máquina, têm um efeito direto no comportamento e moldam a probabilidade de erro humano (PEH) para as características específicas da situação sendo analisada. Numa próxima etapa, serão avaliadas as probabilidades de erro humano (PEH) – anexo III.

É importante observar que este trabalho **não visa aferir o conhecimento das pessoas, como também não tem um sentido de auditoria no local de trabalho**. Consiste apenas em se aplicar a experiência já adquirida em uma ferramenta adequada para se estimar as probabilidades de erro humano (PEH).

Dentre os benefícios que este trabalho pode proporcionar para o reator e para o pessoal estão:

- Possibilidade de aplicação das PEH em Análise Probabilística de Segurança – APS, a qual pode reduzir o risco de acidentes através de um feedback para o pessoal de projetos e manutenção;
- Melhoria das condições ambientais de trabalho por meio da avaliação da situação atual dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano (PSF) que contribuem para determinados erros;
- Melhoria dos procedimentos operacionais (principalmente os específicos) pela identificação de prováveis erros humanos;

Baseado no fato de que parte da metodologia depende da opinião de especialistas e que, efetivamente os especialistas em Reator são os operadores, é que contamos com a sua colaboração para o melhor andamento deste trabalho.

ANEXOS:

I - Avaliação do nível de importância dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano

II - Avaliação da Situação Atual dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano

III - Avaliação da Probabilidade de Erro Humano

ANEXO I

Avaliação do Nível de Importância dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano (PSF)

Prezado Operador (Especialista)

Os Fatores Influenciadores do Desempenho Humano (PSF), dependendo de sua natureza, têm a propriedade de aumentar ou diminuir a Probabilidade de Erro Humano.

Essa avaliação visa determinar o nível de importância que diversos PSF podem ter no desempenho dos operadores quando atuam em resposta a uma situação de emergência prevista no Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1.

A qualidade da pesquisa depende da transparência nas opiniões fornecidas pelo pessoal de reator (especialistas).

À cada PSF a ser avaliado, o especialista deverá atribuir (assinalar com um X) um grau de influência que o fator pode ter no desempenho das tarefas, da seguinte forma:

N – nenhuma influência no desempenho de ações em situação de emergência;

P – pouca influência no desempenho de ações em situação de emergência;

M – influência moderada no desempenho de ações em situação de emergência;

G – grande influência no desempenho de ações em situação de emergência;

FATOR		INFLUÊNCIA NO DESEMPENHO			
		N	P	M	G
1	FATORES EXTERNOS (Ambiente de Trabalho)				
1.1	Condições de localização / acesso aos locais das ações				
1.2	Temperatura				
1.3	Umidade				
1.4	Qualidade do ar				
1.5	Iluminação				
1.6	Ruído				
1.7	Vibração				
1.8	Grau de limpeza em geral				
1.9	Relação horas de trabalho / descanso				
1.10	Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais				
1.11	Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos				
1.12	Condições de visualização dos displays nos equipamentos				
1.13	Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays dos equipamentos				
1.14	Organização de plantões e o número de operadores disponíveis por turno de trabalho				
1.15	Necessidade de rapidez com exigência de precisão na execução de determinadas tarefas				
1.16	Necessidade de interpretação para determinadas tarefas				
1.17	Condições / “clima” para tomada de decisões				
1.18	Repetitividade em determinadas tarefas				
1.19	Grau de complexidade de determinadas tarefas				
1.20	Realização de cálculos em algumas atividades				
1.21	Comunicação entre os membros da equipe				
1.22	Qualidade da interface homem-máquina.				
1.23	Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades				
1.24	Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais				
1.25	Existência ou não de instruções escritas (critérios) para realização do diagnóstico				
1.26	Coerência nos métodos de trabalho				
1.27	Erro de conteúdo e/ou de seqüência nos procedimentos escritos				

ANEXO II

Avaliação da Situação Atual dos Fatores Influenciadores do Desempenho Humano (PSF)

Prezado Operador (especialista):

Na avaliação anterior (anexo I), foi verificada a influência (importância) que cada PSF pode ter no desempenho dos operadores quando atuam em resposta a uma situação de emergência.

A presente avaliação pretende identificar como o especialista (operador) percebe a situação atual de cada fator, tanto daqueles relacionados aos locais das atividades, quanto daqueles que dizem respeito a si próprios.

O questionário não tem objetivo administrativo, mas sim científico. A qualidade da avaliação depende da transparência das opiniões fornecidas pelos especialistas.

Para responder o questionário, o especialista poderá classificar (assinalar com um X) a situação atual do fator em:

MRU no caso em que seja **muito ruim** o comportamento atual do fator;

RU no caso que seja **ruim** o comportamento atual do fator;

R no caso em que seja **regular** o comportamento atual do fator;

B no caso em que seja **bom** o comportamento atual do fator;

MB no caso em que seja **muito bom** o comportamento atual do fator;

FATOR		SITUAÇÃO ATUAL DOS PSF				
		MRU	RU	R	B	MB
1	FATORES EXTERNOS (Ambiente de Trabalho)					
1.1	Condições gerais de localização / acesso aos locais de realização das ações.					
1.2	Temperatura					
1.3	Umidade					
1.4	Qualidade do ar					
1.5	Iluminação					
1.6	Ruído					
1.7	Vibração					
1.8	Grau de limpeza em geral					
1.9	Relação horas de trabalho / descanso					
1.10	Disponibilidade e adequação de instrumentos e ferramentas especiais					
1.11	Condições de acesso / manuseio dos controles dos equipamentos					
1.12	Condições de visualização dos displays nos equipamentos					
1.13	Diferenciação no formato / cor / localização para os controles / displays dos equipamentos					
1.14	Organização de plantões e o número de operadores disponíveis por turno de trabalho					
1.15	Necessidade de rapidez com exigência de precisão na execução de determinadas tarefas (no sentido de coerência da exigência)					
1.16	Necessidade de interpretação para determinadas tarefas (avaliar se a exigência de interpretação, normalmente, é compatível com o tempo destinado)					
1.17	Condições / “clima” para tomada de decisões					
1.18	Repetitividade em determinadas tarefas					
1.19	Grau de complexidade de determinadas tarefas					
1.20	Realização de cálculos em algumas atividades (avaliar a coerência)					
1.21	Comunicação entre os membros da equipe					
1.22	Qualidade da interface homem-máquina.					
1.23	Estado das ferramentas e instrumentos utilizados nas atividades					

FATOR		SITUAÇÃO ATUAL DOS PSF				
		MRU	RU	R	B	MB
1.24	Existência de procedimentos / instruções de trabalho orais (avaleie como pode ficar o desempenho quando eles acontecem)					
1.25	Existência ou não de instruções escritas (critérios) para realização do diagnóstico					
1.26	Coerência nos métodos de trabalho					
1.27	Erro de conteúdo e/ou de sequência nos procedimentos escritos (avaleie a frequência com que aparecem)					
2	FATORES INTERNOS e ESTRESSORES					
2.1	Tempo de experiência na função (avaleie o seu tempo para um desempenho satisfatório)					
2.2	Conhecimento na área de atuação (avaleie o seu conhecimento para um desempenho satisfatório)					
2.3	Familiaridade com ações de resposta a situações de emergência					
2.4	Estado emocional. (conceitue o seu estado)					
2.5	Nível do estresse em situações de emergência					
2.6	Duração do estresse.					
2.7	Risco de exposição a perigos.					
2.8	Identificação com o grupo de trabalho					
2.9	Subtaneidade (surpresa) das ocorrências					
2.10	Carga de trabalho					
2.11	Monotonia no trabalho (caso exista, avalie como é a sua influência no desempenho)					
2.12	Períodos longos de vigilância sem ocorrências (caso exista, avalie como é a sua influência no desempenho)					
2.13	Aparição de ruídos ou outros fatores que causem distração					
2.14	Disparos acidentais rotineiros de alarmes					
2.15	Caso de fadiga. (avaleie como é quando ocorre)					
2.16	Comodidade na execução das tarefas					
2.17	Condição física do operador (avaleie como você se sente para esforços que requeiram esforço mais intenso)					

OBSERVAÇÕES / SUGESTÕES

DATA DA AVALIAÇÃO: ____/____/2009

ANEXO III

Avaliação da Probabilidade de Erro Humano (PEH)

Prezado Operador (Especialista)

Este questionário tem como objetivo avaliar as Probabilidades de Erro Humano (PEH) das ações dos operadores em resposta a uma situação de emergência no reator IEA-R1.

Para tanto, está sendo considerada a ocorrência do evento: *Transitório requerendo atuação dos sistemas de SCRAM e com falha dos mesmos em desligar o reator, resultando em danos ao núcleo*, classificado no Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1 como “Emergência no *ipen*”.

As ações a serem realizadas no caso deste evento estão previstas na IT-CRPq-1301.01.01 - PROCEDIMENTOS PARA ATENDIMENTO DA EMERGÊNCIA.

Para efeito desta aplicação, somente os erros humanos são considerados, ou seja, é suposto que todos os outros elementos do sistema atuam de maneira satisfatória.

Nesta avaliação, não devem ser levados em consideração os efeitos dos fatores que modelam o desempenho humano (PSF). Estes fatores (Anexos I e II) serão agregados à PEH numa próxima etapa, e que dependendo da sua natureza, poderá aumentar ou diminuir a PEH aqui avaliada.

Condição inicial

Ocorre o disparo de alarmes devido a um *Transitório* durante a operação do reator. Após o **diagnóstico**, e configurada a situação de emergência, um dos operadores na sala de controle do reator deve realizar as ações descritas no formulário a seguir (conforme previsto no documento em referência).

Obs: Considerar operação em que o sistema de resfriamento do reator está ativo.

Para proceder à avaliação das **PEH**, o especialista deverá classificar as probabilidades de ocorrência de erro como:

Z – quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **zero**;

MB - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **muito baixa**;

B - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **baixa**;

M - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **moderada**;

A - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **alta**;

MA - quando julgar que a probabilidade de ocorrência de erro na ação seja **muito alta**.

AÇÃO	Para cada ação apresentada abaixo (linhas com preenchimento cinza) avalie a probabilidade de o operador incorrer nas hipóteses previstas:	AVALIAÇÃO DA PROB. DE ERRO					
		Z	MB	B	M	A	MA
	Diagnóstico						
a	Não conseguir realizar o diagnóstico (como exemplo, por falta de experiência / conhecimento)						
b	Não diagnosticar em tempo hábil a situação de emergência.						
c	Fazer um diagnóstico equivocado da situação						
d	Não realizar qualquer ação diante do disparo dos alarmes (ficar paralisado).						
1	Acionar o SCRAM do reator, a partir da Sala de Controle, pressionando, simultaneamente, as quatro botoeiras localizadas no painel frontal da mesa de controle;						
a	Retardar o acionamento do SCRAM.						
b	Não pressionar o suficiente de forma que um ou outro botão continue desativado.						
c	Não pressionar <u>simultaneamente</u> as quatro botoeiras.						
d	Pressionar outros botões que não sejam os do SCRAM.						
e	Não perceber se o SCRAM foi acionado ou não.						
f	Não saber o que fazer, dado que o SCRAM não teve sucesso.						
g	Por alguma razão não acionar o SCRAM do reator.						
2	Desligar o circuito do sistema primário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar C;						
a	Não desligar o circuito do sistema primário e passar para a etapa de desligamento do secundário. (pular a etapa)						
b	Pressionar um outro botão que não seja o do circuito do sistema primário.						
c	Não pressionar o botão o suficiente para que ocorra o desligamento do circuito.						

AÇÃO	Para cada ação apresentada abaixo (linhas com preenchimento cinza) avalie a probabilidade de o operador incorrer nas hipóteses previstas:	AVALIAÇÃO DA PROB. DE ERRO					
		Z	MB	B	M	A	MA
3	Desligar o circuito do sistema secundário pressionando a botoeira localizada no painel auxiliar C;						
a	Não desligar circuito do sistema secundário e ter desligado somente o primário.						
b	Desligar a botoeira dos ventiladores das torres em vez da do circuito do sistema secundário.						
c	Não pressionar o botão o suficiente para que ocorra o desligamento do circuito.						
4	Contatar o supervisor de turno e o COLE;						
a	Retardar a realização do contato.						
b	Não conseguir fazer contato com o supervisor ou o COLE.						
c	Não conseguir informar de forma clara sobre a natureza do evento e/ou prováveis vítimas (informação incompleta / confusa).						
5	Dar aviso no sistema de alto-falante para abandono de área;						
a	Retardar a emissão do aviso.						
b	Transmitir a informação de forma incompleta / confusa.						
c	Encontrar o sistema de auto-falantes danificado.						
d	Não repetir o aviso no número de vezes necessário.						
6	Ligar as sirenes internas;						
a	Acionar outro dispositivo que não seja o das sirenes.						
b	Abandonar a área sem ter acionado as sirenes.						
7	Abandonar a área;						
a	Não encontrar indicações claras das rotas de fuga e dos pontos de encontro.						
b	Encontrar saídas de emergência obstruídas.						

APÊNDICE B – Bases de regras dos SLF

TABELA 1 - Base de Regras
SLF INFL_PSF (B1)

Reg	Valores de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R (E4 - E7)
1	P	P	P	P	P
2	P	P	P	M	P
3	P	P	P	G	P
4	P	P	M	P	P
5	P	P	M	M	P
6	P	P	M	G	P
7	P	P	G	P	P
8	P	P	G	M	P
9	P	P	G	G	P
10	P	M	P	P	P
11	P	M	P	M	P
12	P	M	P	G	P
13	P	M	M	P	P
14	P	M	M	M	M
15	P	M	M	G	M
16	P	M	G	P	P
17	P	M	G	M	M
18	P	M	G	G	G
19	P	G	P	P	P
20	P	G	P	M	P
21	P	G	P	G	P
22	P	G	M	P	P
23	P	G	M	M	M
24	P	G	M	G	G
25	P	G	G	P	P
26	P	G	G	M	G
27	P	G	G	G	G
28	M	P	P	P	P
29	M	P	P	M	M
30	M	P	P	G	P
31	M	P	M	P	M
32	M	P	M	M	M
33	M	P	M	G	M
34	M	P	G	P	P
35	M	P	G	M	M
36	M	P	G	G	G
37	M	M	P	P	M
38	M	M	P	M	M
39	M	M	P	G	M
40	M	M	M	P	M
41	M	M	M	M	M

Reg	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R (E4 - E7)
42	M	M	M	G	M
43	M	M	G	P	M
44	M	M	G	M	M
45	M	M	G	G	M
46	M	G	P	P	P
47	M	G	P	M	M
48	M	G	P	G	G
49	M	G	M	P	M
50	M	G	M	M	M
51	M	G	M	G	M
52	M	G	G	P	M
53	M	G	G	M	M
54	M	G	G	G	G
55	G	P	P	P	P
56	G	P	P	M	P
57	G	P	P	G	G
58	G	P	M	P	P
59	G	P	M	M	M
60	G	P	M	G	G
61	G	P	G	P	G
62	G	P	G	M	G
63	G	P	G	G	G
64	G	M	P	P	P
65	G	M	P	M	M
66	G	M	P	G	G
67	G	M	M	P	M
68	G	M	M	M	M
69	G	M	M	G	G
70	G	M	G	P	G
71	G	M	G	M	G
72	G	M	G	G	G
73	G	G	P	P	G
74	G	G	P	M	G
75	G	G	P	G	G
76	G	G	M	P	G
77	G	G	M	M	G
78	G	G	M	G	G
79	G	G	G	P	G
80	G	G	G	M	G
81	G	G	G	G	G

P – Pequena M – Moderada G - Grande

TABELA 2 - Base de Regras
SLF INFL_PSF (B2)

RG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF E _(i) is X AND E _(i+1) is Y AND				THEN
	R ^(E4 - E7) (0,095)	E1 (0,25)	E2 (0,20)	E3 (0,17)	INFL_PSF
1	P	P	P	P	P
2	P	P	P	M	P
3	P	P	P	G	P
4	P	P	M	P	P
5	P	P	M	M	M
6	P	P	M	G	P
7	P	P	G	P	P
8	P	P	G	M	P
9	P	P	G	G	G
10	P	M	P	P	P
11	P	M	P	M	M
12	P	M	P	G	P
13	P	M	M	P	M
14	P	M	M	M	M
15	P	M	M	G	M
16	P	M	G	P	P
17	P	M	G	M	M
18	P	M	G	G	G
19	P	G	P	P	P
20	P	G	P	M	P
21	P	G	P	G	G
22	P	G	M	P	P
23	P	G	M	M	M
24	P	G	M	G	G
25	P	G	G	P	G
26	P	G	G	M	G
27	P	G	G	G	G
28	M	P	P	P	P
29	M	P	P	M	P
30	M	P	P	G	P
31	M	P	M	P	P
32	M	P	M	M	M
33	M	P	M	G	M
34	M	P	G	P	P
35	M	P	G	M	M
36	M	P	G	G	G
37	M	M	P	P	P
38	M	M	P	M	M
39	M	M	P	G	M
40	M	M	M	P	M
41	M	M	M	M	M

RG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF E _(i) is X AND E _(i+1) is Y AND				THEN
	R ^(E4 - E7) (0,095)	E1 (0,25)	E2 (0,20)	E3 (0,17)	INFL_PSF
42	M	M	M	G	M
43	M	M	G	P	M
44	M	M	G	M	M
45	M	M	G	G	G
46	M	G	P	P	P
47	M	G	P	M	M
48	M	G	P	G	G
49	M	G	M	P	M
50	M	G	M	M	M
51	M	G	M	G	G
52	M	G	G	P	G
53	M	G	G	M	G
54	M	G	G	G	G
55	G	P	P	P	P
56	G	P	P	M	P
57	G	P	P	G	P
58	G	P	M	P	P
59	G	P	M	M	M
60	G	P	M	G	G
61	G	P	G	P	P
62	G	P	G	M	G
63	G	P	G	G	G
64	G	M	P	P	P
65	G	M	P	M	M
66	G	M	P	G	G
67	G	M	M	P	M
68	G	M	M	M	M
69	G	M	M	G	M
70	G	M	G	P	G
71	G	M	G	M	M
72	G	M	G	G	G
73	G	G	P	P	P
74	G	G	P	M	G
75	G	G	P	G	G
76	G	G	M	P	G
77	G	G	M	M	M
78	G	G	M	G	G
79	G	G	G	P	G
80	G	G	G	M	G
81	G	G	G	G	G

P – Pequena M – Moderada G - Grande

TABELA 3 - Base de Regras
SLF SIT_PSF (B3)

REG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R _(E4 - E7)
1	O	O	O	O	O
2	O	O	O	R	O
3	O	O	O	RU	O
4	O	O	R	O	O
5	O	O	R	R	O
6	O	O	R	RU	O
7	O	O	RU	O	O
8	O	O	RU	R	O
9	O	O	RU	RU	O
10	O	R	O	O	O
11	O	R	O	R	O
12	O	R	O	RU	O
13	O	R	R	O	O
14	O	R	R	R	R
15	O	R	R	RU	R
16	O	R	RU	O	O
17	O	R	RU	R	R
18	O	R	RU	RU	RU
19	O	RU	O	O	O
20	O	RU	O	R	O
21	O	RU	O	RU	O
22	O	RU	R	O	O
23	O	RU	R	R	R
24	O	RU	R	RU	RU
25	O	RU	RU	O	O
26	O	RU	RU	R	RU
27	O	RU	RU	RU	RU
28	R	O	O	O	O
29	R	O	O	R	R
30	R	O	O	RU	O
31	R	O	R	O	R
32	R	O	R	R	R
33	R	O	R	RU	R
34	R	O	RU	O	O
35	R	O	RU	R	R
36	R	O	RU	RU	RU
37	R	R	O	O	R
38	R	R	O	R	R
39	R	R	O	RU	R
40	R	R	R	O	R
41	R	R	R	R	R

REG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R _(E4 - E7)
42	R	R	R	RU	R
43	R	R	RU	O	R
44	R	R	RU	R	R
45	R	R	RU	RU	R
46	R	RU	O	O	O
47	R	RU	O	R	R
48	R	RU	O	RU	RU
49	R	RU	R	O	R
50	R	RU	R	R	R
51	R	RU	R	RU	R
52	R	RU	RU	O	R
53	R	RU	RU	R	R
54	R	RU	RU	RU	RU
55	RU	O	O	O	O
56	RU	O	O	R	O
57	RU	O	O	RU	RU
58	RU	O	R	O	O
59	RU	O	R	R	R
60	RU	O	R	RU	RU
61	RU	O	RU	O	RU
62	RU	O	RU	R	RU
63	RU	O	RU	RU	RU
64	RU	R	O	O	O
65	RU	R	O	R	R
66	RU	R	O	RU	RU
67	RU	R	R	O	R
68	RU	R	R	R	R
69	RU	R	R	RU	RU
70	RU	R	RU	O	RU
71	RU	R	RU	R	RU
72	RU	R	RU	RU	RU
73	RU	RU	O	O	RU
74	RU	RU	O	R	RU
75	RU	RU	O	RU	RU
76	RU	RU	R	O	RU
77	RU	RU	R	R	RU
78	RU	RU	R	RU	RU
79	RU	RU	RU	O	RU
80	RU	RU	RU	R	RU
81	RU	RU	RU	RU	RU

O – Ótima R – Regular RU - Ruim

TABELA 4 - Base de Regras
SLF SIT_PSF (B4)

REG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	$R_{(E4-E7)}$ (0,11)	E1 (0,11)	E2 (0,08)	E3 (0,08)	SIT_PSF
1	O	O	O	O	O
2	O	O	O	R	O
3	O	O	O	RU	O
4	O	O	R	O	O
5	O	O	R	R	O
6	O	O	R	RU	O
7	O	O	RU	O	O
8	O	O	RU	R	O
9	O	O	RU	RU	O
10	O	R	O	O	O
11	O	R	O	R	O
12	O	R	O	RU	O
13	O	R	R	O	O
14	O	R	R	R	R
15	O	R	R	RU	R
16	O	R	RU	O	O
17	O	R	RU	R	R
18	O	R	RU	RU	RU
19	O	RU	O	O	O
20	O	RU	O	R	O
21	O	RU	O	RU	O
22	O	RU	R	O	O
23	O	RU	R	R	R
24	O	RU	R	RU	RU
25	O	RU	RU	O	O
26	O	RU	RU	R	RU
27	O	RU	RU	RU	RU
28	R	O	O	O	O
29	R	O	O	R	R
30	R	O	O	RU	O
31	R	O	R	O	R
32	R	O	R	R	R
33	R	O	R	RU	R
34	R	O	RU	O	O
35	R	O	RU	R	R
36	R	O	RU	RU	RU
37	R	R	O	O	R
38	R	R	O	R	R
39	R	R	O	RU	R
40	R	R	R	O	R
41	R	R	R	R	R

REG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	$R_{(E4-E7)}$ (0,11)	E1 (0,11)	E2 (0,08)	E3 (0,08)	SIT_PSF
42	R	R	R	RU	R
43	R	R	RU	O	R
44	R	R	RU	R	R
45	R	R	RU	RU	R
46	R	RU	O	O	O
47	R	RU	O	R	R
48	R	RU	O	RU	RU
49	R	RU	R	O	R
50	R	RU	R	R	R
51	R	RU	R	RU	R
52	R	RU	RU	O	R
53	R	RU	RU	R	R
54	R	RU	RU	RU	RU
55	RU	O	O	O	O
56	RU	O	O	R	O
57	RU	O	O	RU	RU
58	RU	O	R	O	O
59	RU	O	R	R	R
60	RU	O	R	RU	RU
61	RU	O	RU	O	RU
62	RU	O	RU	R	RU
63	RU	O	RU	RU	RU
64	RU	R	O	O	O
65	RU	R	O	R	R
66	RU	R	O	RU	RU
67	RU	R	R	O	R
68	RU	R	R	R	R
69	RU	R	R	RU	RU
70	RU	R	RU	O	RU
71	RU	R	RU	R	RU
72	RU	R	RU	RU	RU
73	RU	RU	O	O	RU
74	RU	RU	O	R	RU
75	RU	RU	O	RU	RU
76	RU	RU	R	O	RU
77	RU	RU	R	R	RU
78	RU	RU	R	RU	RU
79	RU	RU	RU	O	RU
80	RU	RU	RU	R	RU
81	RU	RU	RU	RU	RU

O – Ótima R – Regular RU - Ruim

TABELA 5 - Base de Regras
SLF PEH (B5)

REG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R $(E4 - E7)$
1	B	B	B	B	B
2	B	B	B	M	B
3	B	B	B	A	B
4	B	B	M	B	B
5	B	B	M	M	M
6	B	B	M	A	B
7	B	B	A	B	B
8	B	B	A	M	B
9	B	B	A	A	A
10	B	M	B	B	B
11	B	M	B	M	M
12	B	M	B	A	B
13	B	M	M	B	M
14	B	M	M	M	M
15	B	M	M	A	M
16	B	M	A	B	B
17	B	M	A	M	M
18	B	M	A	A	A
19	B	A	B	B	B
20	B	A	B	M	B
21	B	A	B	A	A
22	B	A	M	B	B
23	B	A	M	M	M
24	B	A	M	A	A
25	B	A	A	B	A
26	B	A	A	M	A
27	B	A	A	A	A
28	M	B	B	B	B
29	M	B	B	M	B
30	M	B	B	A	B
31	M	B	M	B	B
32	M	B	M	M	M
33	M	B	M	A	M
34	M	B	A	B	B
35	M	B	A	M	M
36	M	B	A	A	A
37	M	M	B	B	B
38	M	M	B	M	M
39	M	M	B	A	M
40	M	M	M	B	M
41	B	B	B	B	B

REG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF $E_{(i)}$ is X AND $E_{(i+1)}$ is Y AND				THEN
	E4 (0,11)	E5 (0,11)	E6 (0,08)	E7 (0,08)	R $(E4 - E7)$
42	M	M	M	A	M
43	M	M	A	B	M
44	M	M	A	M	M
45	M	M	A	A	A
46	M	A	B	B	B
47	M	A	B	M	M
48	M	A	B	A	A
49	M	A	M	B	M
50	M	A	M	M	M
51	M	A	M	A	A
52	M	A	A	B	A
53	M	A	A	M	A
54	M	A	A	A	A
55	A	B	B	B	B
56	A	B	B	M	B
57	A	B	B	A	B
58	A	B	M	B	B
59	A	B	M	M	M
60	A	B	M	A	A
61	A	B	A	B	B
62	A	B	A	M	A
63	A	B	A	A	A
64	A	M	B	B	B
65	A	M	B	M	M
66	A	M	B	A	A
67	A	M	M	B	M
68	A	M	M	M	M
69	A	M	M	A	M
70	A	M	A	B	A
71	A	M	A	M	M
72	A	M	A	A	A
73	A	A	B	B	B
74	A	A	B	M	A
75	A	A	B	A	A
76	A	A	M	B	A
77	A	A	M	M	M
78	A	A	M	A	A
79	A	A	A	B	A
80	A	A	A	M	A
81	A	A	A	A	A

B – Baixa M – Moderada A - Alta

TABELA 6 - Base de Regras
SLF PEH (B6)

RG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF E _(i) is X AND E _(i+1) is Y AND				THEN
	R _(E4 - E7) (0,095)	E1 (0,25)	E2 (0,20)	E3 (0,17)	PEH
1	B	B	B	B	B
2	B	B	B	M	B
3	B	B	B	A	B
4	B	B	M	B	B
5	B	B	M	M	M
6	B	B	M	A	B
7	B	B	A	B	B
8	B	B	A	M	B
9	B	B	A	A	A
10	B	M	B	B	B
11	B	M	B	M	M
12	B	M	B	A	B
13	B	M	M	B	M
14	B	M	M	M	M
15	B	M	M	A	M
16	B	M	A	B	B
17	B	M	A	M	M
18	B	M	A	A	A
19	B	A	B	B	B
20	B	A	B	M	B
21	B	A	B	A	A
22	B	A	M	B	B
23	B	A	M	M	M
24	B	A	M	A	A
25	B	A	A	B	A
26	B	A	A	M	A
27	B	A	A	A	A
28	M	B	B	B	B
29	M	B	B	M	B
30	M	B	B	A	B
31	M	B	M	B	B
32	M	B	M	M	M
33	M	B	M	A	M
34	M	B	A	B	B
35	M	B	A	M	M
36	M	B	A	A	A
37	M	M	B	B	B
38	M	M	B	M	M
39	M	M	B	A	M
40	M	M	M	B	M
41	M	M	M	M	M

RG	Valor de ENTRADA				Valor de SAÍDA
	IF E _(i) is X AND E _(i+1) is Y AND				THEN
	R _(E4 - E7) (0,095)	E1 (0,25)	E2 (0,20)	E3 (0,17)	PEH
42	M	M	M	A	M
43	M	M	A	B	M
44	M	M	A	M	M
45	M	M	A	A	A
46	M	A	B	B	B
47	M	A	B	M	M
48	M	A	B	A	A
49	M	A	M	B	M
50	M	A	M	M	M
51	M	A	M	A	A
52	M	A	A	B	A
53	M	A	A	M	A
54	M	A	A	A	A
55	A	B	B	B	B
56	A	B	B	M	B
57	A	B	B	A	B
58	A	B	M	B	B
59	A	B	M	M	M
60	A	B	M	A	A
61	A	B	A	B	B
62	A	B	A	M	A
63	A	B	A	A	A
64	A	M	B	B	B
65	A	M	B	M	M
66	A	M	B	A	A
67	A	M	M	B	M
68	A	M	M	M	M
69	A	M	M	A	M
70	A	M	A	B	A
71	A	M	A	M	M
72	A	M	A	A	A
73	A	A	B	B	B
74	A	A	B	M	A
75	A	A	B	A	A
76	A	A	M	B	A
77	A	A	M	M	M
78	A	A	M	A	A
79	A	A	A	B	A
80	A	A	A	M	A
81	A	A	A	A	A

B – Baixa M – Moderada A - Alta

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. AICHe, 1994, *Guidelines for preventing human error in process safety*. American Institute of Chemical Engineers, New York: AICHe, 1994.
2. BEDFORD, T. *Probabilistic risk analysis: foundations and methods*. Cambridge: University Press, 2001.
3. BOLADO, R; DEVICTOR, N. *The use of expert judgement in decision making*. DG Joint Research Centre, Institute for Energy & Commissariat à l’Energie Atomique Provence, France, 2005.
4. BOT, P. L. *Human reliability data, human error and accident models – illustration through the Three Mile Island accident analysis*. Reliability Engineering and System Safety 83, 153–167, Clamart, France, 2004.
5. CHENG, C. B. *Group opinion aggregation based on a grading process: A Method for Constructing Triangular fuzzy Numbers*. Department of Industrial Engineering and Management. University of Technology. Taiwan, 2005.
6. CLEMEN, R. T; WINKLER, R. L. *Combining probability distribution from experts in risk analysis*. *Risk Analysis*, Risk Analysis, 19(2), 187–203, 1999.
7. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). *Licenciamento de Instalações Nucleares*. Rio de Janeiro, 2002. (CNEN-NE-1.04).
8. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). *Licenciamento de Operadores de Reatores Nucleares*. Rio de Janeiro, 2007. (CNEN-NN-1.01).
9. DIMATTIA, D. G; KHAN, F. I; AMYOTTE P. R. *Determination of human error probabilities for offshore platform musters*. Nova Scotia, Canada, 2005.
10. GENTILE, M. B.S; *Development of a hierarchical fuzzy model for the evaluation of inherent safety*. Texas A&M University, USA, 2004.
11. GERTMAN, D.I; BLACKMAN, H.S. *Human reliability and safety analysis data handbook*. Canada: John Wiley & Sons, 1994.
12. HENLEY, E. J; KUMAMOTO, H. *Probabilistic risk assessment: Reliability Engineering, Design, and Analysis*. New York : IEEE Press, 1992.
13. HIRSCHBERG, S. *Human reliability analysis in probabilistic safety assessment for nuclear power plants*. CSNI Technical Opinion Papers. Nuclear Safety, 2004.

14. HOLLNAGEL, E. *Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM)*. Oxford: Elsevier, 1998.
15. HSU, H. M; CHEN, T. C. *Aggregation of fuzzy opinions under group decision making*. *fuzzy Sets and Systems* 79, 279-285, *Institute of Industrial Engineering, National Chaio Tung University, Taiwan, 1996*.
16. IAEA 50-p-10, 1995 *Human reliability analysis in probabilistic safety assessment for nuclear power plants*. Safety Series. International Atomic Energy Agency IAEA. Vienna, Austria.
17. IAEA TECDOC-1048. *Collection and classification of human reliability data for use in probabilistic safety assessments*. Final report of a co-ordinated Research Programme. International Atomic Energy Agency IAEA. Vienna, Austria, 1998.
18. INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES, *Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1*, v. 1-2, 1996.
19. INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. *Procedimentos para Atendimento da Emergência*. Rev 1 (IT-CRPq-1301.01.01), 2008.
20. INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. *Plano de Emergência Local do Reator IEA-R1*. (PO-CRPq-1301.01), 2001.
21. KLETZ, T. *An Engineer's View Human Error*. 3.ed. UK: IChemE, 2001.
22. KLIR, G. J; FOLGER, T.A. *fuzzy Sets, uncertainty, and information*. New Jersey: Prentice hall, 1988.
23. LUGER, G. F. *Artificial intelligence. Structures and strategies for complex problem solving*. 5 ed. Addison-Wesley, England, 2005.
24. MENDEL J. M. *Fuzzy logic systems for engineering: A Tutorial*. Proceedings of the IEEE, v. 83, n.3, March 1995.
25. MISRA, K.B. *Reliability Analysis and Prediction*. Amsterdam: Elsevier, 1992.
26. MOON, J. H; KANG, C. S. *Use of fuzzy set theory in the aggregation of expert judgments*. Seoul National University, Seoul, South Korea, 1998.
27. MORE, J. D. *Aplicação da Lógica fuzzy na Avaliação da Confiabilidade Humana nos Ensaios não Destrutivos por Ultra-Som*. 2004. Tese (Doutorado) - Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro.
28. NUREG-0711, Rev. 2. *Human factors engineering program review model*. U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 2004.
29. NUREG-1624, Rev. 1. *Technical basis and implementation guidelines for a technique for human event analysis (ATHEANA)*. U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 2000.

30. NUREG-1792, Rev. 1. *Good practices for implementing human reliability analysis*, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 2005.
31. NUREG-1842, Rev. 1. *Evaluation of human reliability analysis methods against good practices*. U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 2006.
32. ONISAWA, T. *A Representation of human reliability using fuzzy concepts*. Department of Basic Engineering, Kumamoto University: Japan, 1988a.
33. ONISAWA, T. *An Approach to human reliability in man-machine systems using error possibility*, Department of Basic Engineering, 87 – 103, 1988b.
34. ONISAWA, T., *Subjective analysis of system reliability and its analyzer*, Elsevier, pp 249 – 269 (1995).
35. ONISAWA, T; KACPRZYK J. *Reliability and Safety Analyses under Fuzziness*. 1 ed. Heidelberg: Physica-Verlag, 1995.
36. PAN, N. P., *Evaluation of building performance using fuzzy FTA*, Cheng Kung University, Taiwan, pp 1241 – 1252, 2006.
37. PARK, K. S; JUNG, K. T. *Considering performance shaping factors in situation-specific human error probabilities*. Department of Industrial Engineering, Korea Advanced Institute of Science and Technology, 1996.
38. REASON, J.T. *Human Error*, Cambridge University Press, New York, 1990.
39. SHEN S. H., SMIDTS C., MOSLEH A. *A methodology for collection and analysis of human error data based on a cognitive model*: IDA, Elsevier Science University of Maryland, USA, 1997.
40. SINGPURWALLA, N. D.; BOOKER, J. M. *Membership functions and probability measures of fuzzy sets*. Journal of the American Statistical Association, 2004.
41. SIVANANDAM, S. N; SUMATHI, S; DEEPA, S. N. *Introduction to fuzzy Logic using MATLAB*. Berlin: Springer, 2007.
42. SUBRAMANIAN K., *Collection and classification of human error and human reliability data from indian nuclear power plants for use in PSA*, Barc, Mumbai, 1999.
43. SWAIN, A.D; GUTTMANN, H.E. *Handbook of human reliability with emphasis on nuclear power plant applications final report*. NUREG/CR-1278, Rev.1, US – Nuclear Regulatory Commission Washington, DC, 1983.
44. TAYLOR, S; KIRWAN, B. *Human Reliability Data Requirements*. Birmingham, UK, Volume 6 Number 5, 1997.

45. UHRIG, R.E; TSOUKALAS, L.H. *fuzzy and neural approaches in engineering*. New York: John Wiley & Sons, 1996.
46. WILMOT, R. D; GALSON, D. A; HORA, S. C. *Expert Judgements in Performance Assessments*. Report of an SKI/SSI Seminar, UK, 2000.
47. YUHUA, D.; DATAO, Y. *Estimation of failure probability of oil and gas transmission pipelines by fuzzy fault tree analysis*. Journal of Loss Prevention in the Process Industries 18 83–88, 2005.
48. ZADEH, L. A. *fuzzy sets*. Informat. Control, 8:338–353, 1965.
49. ZADEH, L. A. *Probability theory and fuzzy logic are complementary rather than competitive*. Technometrics, 37, 271-276, 1995.