

ESTIMAÇÃO DAS PROBABILIDADES DE ERRO HUMANO DE UMA APS NÍVEL 1
DE UMA USINA PWR PELA METODOLOGIA DO EPRI

Anna Tiemi Pinto Goto

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DA COORDENAÇÃO DOS PROGRAMAS
DE PÓS-GRADUAÇÃO DE ENGENHARIA DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO
DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO
DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Aprovada por:

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

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Dr. Marco Antonio Bayout Alvarenga, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL
FEVEREIRO DE 2005

GOTO, ANNA TIEMI PINTO

Estimação das Probabilidades de Erro Humano
em uma APS nível 1 de uma usina PWR pela
metodologia do EPRI [Rio de Janeiro] 2005

XVI, 92 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, M.Sc.,
Engenharia Nuclear, 2005)

Tese - Universidade Federal do Rio de Janeiro,
COPPE

1. Análise Probabilística de Segurança
2. Análise de Confiabilidade Humana
3. Aplicação do Método HCR/ORE

I. COPPE/UFRJ

II. Título (série)

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo agradeço, primeiramente, por ser sua orientada. Em segundo lugar, pela amizade que foi gerada durante esse tempo de convívio, pela dedicação e respeito demonstrados durante o desenvolvimento deste trabalho.

Ao Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, agradeço por sua ajuda e amizade cultivada durante nosso convívio.

Ao Eng. Sergio Dias Costa, pelo apoio e incentivo e, principalmente, por ter acreditado na realização deste trabalho.

À Eletronuclear - Eletrobrás Termonuclear S/A, pelo incentivo ao aperfeiçoamento de seu quadro técnico.

A todo corpo docente do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ cujo ensinamento foi essencial para a realização desta dissertação.

Aos funcionários da COPPE/Nuclear pela cooperação e amizade criada durante esse nosso convívio.

A todos os colegas da COPPE/Nuclear pelas inúmeras horas de trabalho, incentivo e estudos dedicados às cadeiras do Mestrado.

Ao meu marido, pelos momentos de apoio e incentivo.

"Experiência é o nome que cada qual dá aos seus próprios erros."

Oscar Wilde

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

ESTIMAÇÃO DAS PROBABILIDADES DE ERRO HUMANO DE UMA APS NÍVEL 1
DE UMA USINA PWR PELA METODOLOGIA DO EPRI

Anna Tiemi Pinto Goto

Fevereiro/2005

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho consiste em apresentar, sucintamente, algumas metodologias aplicadas em análise probabilística de segurança, na parte referente à análise de confiabilidade humana e avaliar mais profundamente a metodologia do Electric Power Research Institute (EPRI), baseada em experimentos com equipes de operação em simulador (ORE).

A metodologia do EPRI será aplicada em alguns eventos pré-definidos, principalmente para o cálculo das probabilidades de falhas em detetar, diagnosticar, decidir corretamente e iniciar a resposta no momento oportuno, de forma a verificar a sua aplicabilidade e eficácia.

Os resultados apresentados são quantitativos, nos eventos onde os dados disponíveis permitiram a aplicação da metodologia do EPRI.

Conclusões e recomendações são apresentadas sobre a metodologia e a sistemática aqui discutidas, em relação aos dados, metodologias e sistemáticas utilizadas em análise de confiabilidade humana, na análise probabilística de segurança da usina nuclear de Angra 1.

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

ESTIMATION OF HUMAN ERROR PROBABILITIES OF A PWR PLANT APS LEVEL 1
BY EPRI METHODOLOGY

Anna Tiemi Pinto Goto

February/2005

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This thesis presents the application of a human reliability analysis methodology developed by the Electric Power Research Institute (EPRI), which is based on operator reliability experiments.

The EPRI methodology is applied to some predefined events in order to check its applicability and effectiveness.

The results presented concerning the events where the available data allowed the application of EPRI methodology are quantitative.

Conclusions and recommendations are presented based on the methodology and systematic here discussed in relation to the data, methodologies and systematics used in the analysis of human reliability for the probabilistic safety assessment of the Angra 1 nuclear power plant.

ÍNDICE

Capítulo 1	INTRODUÇÃO	1
1.1	APRESENTAÇÃO	1
1.1.1	Considerações sobre Análise Probabilística de Risco – PRA e Análise Probabilística de Segurança – PSA	1
1.2	DESCRIÇÃO DO TRABALHO	2
Capítulo 2	METODOLOGIAS APLICADAS EM APS	3
2.1	THERP	3
2.1.1	Finalidade	3
2.1.2	Identificação das funções de um sistema e análise de tarefas	4
2.1.3	Estimação de Probabilidades de Erro Humano	5
2.1.4	THERP usada para APS de Angra 1	7
2.2	ASEP	8
2.2.1	Introdução	9
2.2.2	Finalidade	11
2.2.3	A metodologia ASEP	11
2.2.3.1	Pré-acidente / Análise preliminar	11
2.2.3.2	Pré-acidente / Nominal	12
2.2.3.3	Pós-acidente / Análise preliminar	12
2.2.3.4	Pós-acidente / Nominal	13
Capítulo 3	METODOLOGIA EPRI TR-100259	14
3.1	INTRODUÇÃO	14
3.2	CLASSIFICAÇÃO DE INTERAÇÕES HUMANAS	15

3.2.1	Interações humanas pré-evento iniciador – Tipo A	15
3.2.2	Interações humanas relacionadas ao evento iniciador – Tipo B	15
3.2.3	Interações humanas pós-evento iniciador – Tipo C	16
3.3	BASE PARA ESTIMAÇÃO DE PROBABILIDADES TIPO CP	17
3.3.1	Aplicabilidade	21
3.3.2	Definição	21
3.3.3	Seleção de modelo e quantificação	22
3.3.4	Seleção / Filtragem	22
3.3.5	Probabilidade de falha para iniciar a resposta correta a tempo – pC	23
3.3.6	Probabilidade de falha em executar corretamente a resposta requerida – pE	25
3.3.7	Avaliação de seleção	27
3.4	DEFINIÇÃO DO MODELO LÓGICO PARA INTERAÇÃO HUMANA	29
3.4.1	Definição da estrutura de resposta esperada	29
3.4.2	Estimação de parâmetro pC utilizando dados de simulador	34
3.4.2.1	Introdução	34
3.4.2.2	Estimativa de σ	37
3.4.2.3	Estimativa de $T^{1/2}$	38
3.5	SUMÁRIO DE PROCESSO DE ESTIMAÇÃO PARA PROBABILIDADE DE EVENTOS INTERAÇÕES HUMANAS DO TIPO CP	40
3.5.1	Procedimento	40
3.5.1.1	Estabelecer os limites e definição de interações humanas e os parâmetros de apresentação	40
3.5.1.2	Estimar a probabilidade de falha para iniciar a resposta correta	42

	3.5.1.3 Cálculo da probabilidade de não-resposta/executivo	44
	3.5.1.4 Probabilidade de não-resposta	45
Capítulo 4	ESTUDO DE CASOS	46
4.1	FALHA EM DESPRESSURIZAR OS GERADORES DE VAPOR PARA 19kgf/cm ² DURANTE <i>STATION BLACKOUT</i>	48
4.2	FALHA EM ALINHAR UM GERADOR DIESEL RESERVA, APÓS FALHA DO GERADOR DIESEL ALINHADO	50
	4.2.1 Estimativa de pE	56
	4.2.2 Probabilidade de Erro Humano – HEP	56
4.3	FALHA EM ALINHAR A RECIRCULAÇÃO DE ALTA PRESSÃO	56
4.4	FALHA EM ATUAR A BOMBA DE DESLOCAMENTO POSITIVO, APÓS A FALHA DAS BOMBAS DE CARREGAMENTO	58
	4.4.1 Aplicação da metodologia EPRI TR-100259, para interação da resposta esperada	62
	4.4.2 Preenchimento da folha de dados para cálculo de pC	63
	4.4.3 Preenchimento da folha de dados para cálculo de pE	65
	4.4.4 Procedimento para cálculo de pE	65
	4.4.5 Considerações em relação a estimativa de probabilidades de pE	67
	4.4.6 Estimativa de pE	67
	4.4.7 Probabilidade de Erro Humano – HEP	68
	4.4.8 Avaliação entre valores encontrados na APS nível 1 e a metodologia EPRI TR-100259	68
4.5	FALHA EM IDENTIFICAR E ISOLAR O GERADOR DE VAPOR NO EVENTO DE RUPTURA DE TUBO DO GERADOR DE VAPOR	69

4.5.1	Aplicação da metodologia EPRI TR-100259, para interação de resposta esperada	81
4.5.2	Preenchimento de folha de dados para cálculo de pC	82
4.5.3	Estimativa de pE	83
4.5.4	Probabilidade de Erro Humano – HEP	85
4.5.5	Avaliação entre valores encontrados na APS nível 1 e a metodologia EPRI TR-100259	85
Capítulo 5	CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	86
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	89
	APÊNDICE	91

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1	Árvore de eventos generalizada	18
Figura 2	Representação revisada para árvore genérica de eventos, com base na metodologia HCR/ORE	20
Figura 3	Representação conceitual de distribuição de tempo de resposta	24
Figura 4	Curva para seleção de interações humanas Tipo CP	28
Figura 5	Estrutura de resposta esperada para interações humanas tipo CP1	30
Figura 6	Estrutura de resposta esperada para interações humanas tipo CP2	31
Figura 7	Estrutura de resposta esperada para interações humanas tipo CP3	32
Figura 8	Histograma de frequência de valores de σ para todos os tipos de interações humanas	36
Figura 9	PO-ECA 0.0 – Procedimento de Emergência – <i>Blackout</i>	49
Figura 10	PO-ECA 0.0 - Procedimento de Emergência – <i>Blackout</i>	51
Figura 11	Geradores Diesel 1A e 1B de Emergência – Procedimento	52
Figura 12	Lista de Verificação dos Geradores Diesel 1 A (1B) para substituição dos DGs 3 e 4 durante <i>blackout</i> geral – folha 1	53
Figura 13	Lista de Verificação dos Geradores Diesel 1 A (1B) para substituição dos DGs 3 e 4 durante <i>blackout</i> geral – folha 2	54
Figura 14	Lista de Verificação dos Geradores Diesel 1 A (1B) para substituição dos DGs 3 e 4 durante <i>blackout</i> geral – folha 3	55
Figura 15	ANEXO A do POA-02 – Mau funcionamento do sistema de refrigeração de componentes	61
Figura 16	Aplicação de tempos de resposta para interação humana tipo CP1	62
Figura 17	PO-E 0 – Desarme do Reator ou Injeção de Segurança	71

Figura 18	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos Geradores de Vapor - folha 1	72
Figura 19	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos Geradores de Vapor - folha 2	73
Figura 20	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos Geradores de Vapor - folha 3	74
Figura 21	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 4	75
Figura 22	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 5	76
Figura 23	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 6	77
Figura 24	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 7	78
Figura 25	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 8	79
Figura 26	PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 9	80
Figura 27	Aplicação de tempos de resposta para interação humana tipo CP2	81
Figura 28	Curvas HCR/ORE para CP1, CP2 e CP3, baseada em IH de usinas PWR	91

ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 1	Estimativa de $T_{1/2}$ médio para Usinas PWR, baseado em dados ORE	39
Tabela 2	Principais eventos básicos de interações humanas a avaliar	47
Tabela 3	Estimativa de σ médio com limites superior e inferior, associado às categorias de interações humanas tipos CP1, CP2 e CP3	92

NOMENCLATURA

ACH: Análise de Confiabilidade Humana

APS: Análise Probabilística de Segurança

ASEP: Programa de avaliação de seqüência de acidentes (*Accident Sequence Evaluation Program*)

BHEP: Probabilidade de erro humano básico (*Basic Human Error Probability*)

BRR: Bomba de refrigeração do reator

BWR: *Boiling water reactor*

DDD: detecção, diagnose e decisão

ECOM: Erro de comissão (*Error of Comission*)

EOM: Erro de omissão (*Error of Omission*)

EOP: Procedimentos de operação anormal ou de emergência

EPRI: *Electric Power Research Institute*

FASE COGNITIVA: Falha em detectar, diagnosticar e tomar uma decisão

FASE EXECUTIVA: Falha em executar a tarefa propriamente dita

HCR: Análise cognitiva humana (*Human Cognitive Reliability*)

HEP: Probabilidade de erro humano (*Human Error Probability*)

HPIS: Sistema de injeção de segurança de alta pressão

HPRS: Sistema de recirculação de alta pressão

I&C: Instrumentação e controle

IH: Interação humana

LOCA: Acidente de perda de refrigerante

LPIS: Sistema de segurança de baixa pressão

LPRS: Sistema de recirculação de baixa pressão

NRC: US *Nuclear Regulatory Commission*

ORE: Base de dados de experimentos de operação em simulador (*Operator Reliability Experiments Using Power Plant Simulators*)

pC: Probabilidade de falha em iniciar a resposta correta (cognitiva)

PDP: Bomba de deslocamento positivo

pE: Probabilidade de falha em completar a resposta corretamente (executiva)

PRA: Análise Probabilística de Risco (*Probabilistic Risk Assessment*)

PSA: *Probabilistic Safety Assessment* (ver APS)

PSF: Fator delimitador de desempenho humano (*Performance Shaping Factor*)

PWR: *Pressurized water reactor*

RFAS: Relatório Final de Análise de Segurança

RTGV: Ruptura do tubo do gerador de vapor

SAC: Sistema de água de circulação

SCQV: Sistema de Controle Químico volumétrico

SHARP: Sistemática para procedimento de confiabilidade em ação humana (*Systematic Human Action Reliability Procedure*)

SIS: Sistema de injeção de segurança

SLCS: Sistema de controle de líquido em *standby*

SPR: Sistema de proteção do reator

SRC: Sistema de água de refrigeração de componentes

SRCR: Sistema de remoção de calor residual

SREN: Sistema de refrigeração de emergência do núcleo

SRR: Sistema de refrigeração do reator

THERP: Metodologia usada para cálculo de probabilidade de falha humana (*Technique for Human Error Rate Prediction*)

$T_{\frac{1}{2}}$: Tempo de resposta cognitiva média da equipe

TCV: Tanque de controle volumétrico

T_m : Tempo de execução da equipe

T_w : intervalo de tempo necessário ou disponível à ação. Intervalo de tempo para resposta cognitiva (*time window*)

T_{sw} = Intervalo de tempo total do sistema associado ao distúrbio

1 INTRODUÇÃO

1.1 APRESENTAÇÃO

As experiências de Three Mile Island e Chernobyl têm mostrado que as ações humanas desempenham papel chave na causa e mitigação de acidentes. A avaliação objetiva do impacto de ações humanas necessita estar fortemente presente na Análise de Confiabilidade Humana.

Em 1982, o EPRI iniciou um programa baseado em dados coletados em simuladores de salas de controle, denominado Projeto ORE. Os dados de simulador referentes ao ORE (SPURGIN et al., 1990) foram coletados de Equipes de Operação de três Usinas do tipo PWR (Pacific Gas and Electric, Wisconsin Public Service e Duke Power) e três Usinas do tipo BWR (Commonwealth Edison, Philadelphia Electric e Pennsylvania Power and Light), objetivando melhorar o entendimento do desempenho humano durante eventos de emergência. Esses dados formam a base para a quantificação de confiabilidade humana na análise probabilística de segurança.

A proposta deste estudo consiste em executar uma reavaliação da probabilidade dos principais eventos de falha humana pela metodologia EPRI TR-100259 (PARRY, 1992), a fim de aprimorar a compreensão desses eventos e avaliar a eficiência do método para estas aplicações.

1.1.1 Considerações sobre Análise Probabilística de Risco e Análise Probabilística de Segurança

As documentações americanas provenientes da NRC utilizam a nomenclatura PRA – *Probabilistic Risk Assessment*. Considera-se que a palavra probabilidade já nos informa que o risco é inerente. A IAEA usa a definição PSA – *Probabilistic Safety*

Assessment, a qual avalia-se mais aplicável, uma vez que a palavra segurança informa o objeto principal da análise.

1.2 DESCRIÇÃO DO TRABALHO

O capítulo 2 apresenta as metodologias THERP e ASEP usadas em APS, na área de ACH. Descreve, de forma clara e sucinta, a finalidade e aplicabilidade das metodologias referidas.

O capítulo 3 apresenta a descrição detalhada e o procedimento a ser adotado para a utilização da metodologia EPRI TR-100259 (PARRY, 1992), inclusive quanto aos tipos de IH e as suas aplicações.

O capítulo 4 apresenta o estudo de casos. Aplica-se o procedimento descrito no capítulo 3. Os casos foram selecionados com base na APS nível 1 da Usina Nuclear de Angra 1, a fim de avaliar e comparar resultados encontrados com os calculados com o EPRI TR-100259 (PARRY, 1992).

O capítulo 5 apresenta as conclusões e recomendações sobre a aplicação da metodologia sugerida.

2 METODOLOGIAS APLICADAS EM APS

São apresentadas algumas metodologias usadas em análise probabilística de segurança, na área de confiabilidade humana.

2.1 THERP

O método THERP (SWAIN & GUTTMAN, 1983) tem sido usado como principal fonte de consulta na área de confiabilidade humana. É, provavelmente, o método mais conhecido para a avaliação de APS.

2.1.1 Finalidade

Apresenta métodos, modelos e estimativa de probabilidades de erros humanos para capacitar analistas, a fim de avaliar quantitativa e qualitativamente as ocorrências de erros humanos que possam afetar a disponibilidade ou confiabilidade operacional de dispositivos de segurança e componentes de usinas nucleares. Fornece dados sobre modelagem e necessidade de informação para o desenvolvimento de ACH como uma parte da análise probabilística de segurança de plantas nucleares.

O objetivo principal é “predizer as probabilidades de erro humano e avaliar a deterioração de um sistema indivíduo-máquina causada por erros humanos (tomados isoladamente e em relação ao funcionamento dos equipamentos técnicos), através de procedimentos e das práticas de execução, assim como outras características do sistema e da pessoa que influencia no comportamento do mesmo” (SWAIN & GUTTMAN, 1983).

Nas hipóteses básicas do THERP pode-se considerar as ações do ser humano do mesmo ponto de vista do bom e mau funcionamento de uma bomba ou válvula.

Considera-se a pessoa como fonte de falhas; comparativamente, pode-se avaliar a confiabilidade humana da mesma maneira que um dispositivo técnico. As tarefas do indivíduo se decompõem em atividades elementares das quais se pode avaliar a confiabilidade de modo mais ou menos tradicional, com alguns ajustes ligados à maior variabilidade ou à maior interdependência das atividades humanas.

ARQUER (2005) avaliou que as etapas dos procedimentos desenvolvidos na aplicação THERP são muito parecidas com as de uma avaliação probabilística de segurança (ou APS). As etapas são as seguintes:

- Identificação das funções do sistema que podem ser afetadas por erros humanos.
- Análise de tarefas.
- Estimativa de probabilidades de erros humanos e seus efeitos sobre o sistema.
- Recomendações para modificar o sistema e o novo cálculo de probabilidade.

2.1.2 Identificação das funções de um sistema e análise de tarefas

A identificação de um sistema consiste em encontrar os pontos onde o mesmo pode ser afetado por erros humanos. Para cada função, identificam-se as operações elementares realizadas pelo indivíduo (por exemplo, abrir uma válvula).

Na análise de tarefas, a descrição e análise exaustiva das tarefas das pessoas, dos erros possíveis a elas relacionados e dos modos de recuperação, permite identificar as subtarefas, operações chaves elementares e as informações necessárias para a sua correta realização. Em cada etapa deve-se determinar que erros podem ocorrer.

Segundo KIRWAN (1992), o THERP trata da identificação de erros de diferentes formas. O método mais simples considera os modos de erro externo possíveis em cada etapa do processo da tarefa a analisar. Estes são:

- Erros por omissão.
- Erros por comissão (na seleção, na seqüência, no tempo planejado e na realização).

Também classifica a conduta e identifica os fatores que influenciam a resposta da pessoa. Para conduzir a análise, esta técnica inclui a utilização da árvore de falhas, articula cronológica e seqüencialmente as diferentes atividades e apresenta a combinação dos erros relativos a diferentes elementos operacionais, assim como os momentos em que a recuperação é possível.

2.1.3 Estimação de Probabilidades de Erro Humano

A estimativa de probabilidade de erro humano baseia-se no julgamento de especialistas dos dados disponíveis de interações humanas.

A base para a análise é denominada diagrama de base de probabilidades. Os ramos representam decisões binárias (realização correta ou incorreta da atividade). Cada ramo representa a combinação de atividades humanas. A árvore de falhas começa em um ponto conveniente do sistema e ocorre em função do tempo; cada uma das ações humanas descritas nos ramos é uma probabilidade condicional.

A influência de alguns fatores sobre o desempenho do indivíduo é a maior avaliação que o THERP faz com relação ao ser humano, em função da origem de erro. Fatores como experiência, nível de estresse e habilidade, entre outros, são usados para modificar as probabilidades de erro humano, como avaliado por analistas sobre as áreas limítrofes ao trabalho, a qualidade da interface indivíduo - máquina, as habilidades, a

experiência profissional, e sobre o nível e tipo de estresse, conforme a situação apresentada.

O THERP apresenta tabelas de HEPs, cujos valores são considerados probabilidades nominais. Os valores apresentados são genéricos, pois baseiam-se na opinião de especialistas, em função de dados coletados em situações reais e simuladas, realizadas por operadores de centrais nucleares. Cada uma das tabelas refere-se a erros específicos, associados a atividades concretas (por exemplo, reconhecer um posicionamento incorreto, utilizando adequadamente uma folha de verificação durante uma inspeção) e para cada componente da atividade dão-se geralmente valores numéricos:

- 1) A probabilidade nominal de erro humano.
- 2) O fator de erro (a raiz quadrada da relação entre o limite superior e inferior de incerteza).
- 3) Os limites superior e inferior da probabilidade de erro humano considerada, correspondendo, respectivamente a 95% e 5 % .

O analista deve ajustar as probabilidades nominais de erro humano, em função da avaliação dos fatores delimitadores de desempenho humano (*performance shaping factors*). As características da situação podem ser consideradas de forma global, escolhendo o valor superior para as condições mais desfavoráveis e um valor inferior, no caso contrário. Além disso, inclui-se nos cálculos a possibilidade de recuperação, quando for o caso, usando probabilidades condicionais.

Sumariamente, obtém-se a probabilidade de um erro elementar como segue:

$$p = p1 \times K \times p2, \text{ onde}$$

$p1$ é a probabilidade nominal de erro;

K é um fator de correção;

$p2$ é a probabilidade de não recuperação.

ARQUER (2005) informa que “a primeira versão do THERP foi criticada por sua concentração exclusiva nos modos de erros externos e por levar em conta os erros de diagnóstico ou na seleção da estratégia adequada de recuperação. Swain e seus colaboradores esforçaram-se em revisar a técnica inicial, a fim de separar uma visão excessivamente comportamental e considerar, também, aspectos mais cognitivos, considerando os erros de diagnóstico e outras falhas cognitivas (SWAIN & GUTTMAN, 1983). Como fruto deste processo de revisão (SWAIN & GUTTMAN, 1988), os autores informam as frequências de erros em função do tempo, baseando-se em dados coletados de equipes de operadores da central nuclear, que podem, em um simulador, tratar de diferentes tipos de acidentes. Estes dados incluem o tempo empregado para chegar ao diagnóstico correto e o número de equipes que chegaram ao diagnóstico correto”. Podemos dizer que trata-se do mesmo princípio do programa ORE.

2.1.4 THERP usada para APS de ANGRA 1

MASSIÈRE (2001) informa que “a estimativa de parte executiva dos HEPs é determinada utilizando-se uma avaliação baseada no método THERP. Várias tabelas no capítulo 20 do THERP são utilizadas, conforme apropriado, para se estimar pE. As tabelas normalmente usadas são: Tabela 20-7 para erros de omissão e Tabela 20-12 para erros de comissão.

A aplicação do THERP para a estimativa de pE segue uma lógica de revisão de cada procedimento, a fim de identificar-se os passos críticos (isto é, os passos essenciais para completar a tarefa), e se há a presença de mecanismos de recuperação (verificação de fluxo, posição de válvula, etc.) nos procedimentos. A questão da recuperação é também avaliada no contexto do tempo disponível para a complementação das ações necessárias.

Além da recuperação, que tem o impacto de reduzir o valor de HEP, multiplicadores podem ser adotados para aumentar o valor de HEP para ações que sejam julgadas como não executadas, sejam as mesmas pouco explícitas no procedimento, ou então que tenham que ser realizadas em ambiente de grande tensão e estresse.

O valor final de HEP é simplesmente a soma de pC (probabilidade na fase cognitiva) e de pE (probabilidade na fase executiva). É assumido que nenhuma ação humana pode ser realizada com uma confiabilidade maior que 99,99%, independentemente das condições favoráveis existentes. Adota-se um valor de limite de 10^{-4} para os HEPs. Nos casos em que a aplicação da metodologia gere um valor menor do que 10^{-4} , este passa a ser o valor assumido.”

2.2 ASEP

O método ASEP, um programa de avaliação de seqüência de acidentes, é uma simplificação do THERP, e é mais conservativo por ser uma simplificação.

2.2.1 Introdução

A metodologia THERP baseia-se na análise completa de tarefas de operação humana, que inclui a interface e interações entre pessoas e equipamentos e entre pessoas no sistema.

Por ser a metodologia THERP completa para a maioria das aplicações, ela requer considerável quantidade de mão-de-obra e tempo da equipe de peritos, incluindo um especialista em confiabilidade humana, analistas de sistemas, pessoal da usina, entre outros. A NRC (*US Nuclear Regulatory Commission*) identificou a necessidade de um método de análise de confiabilidade humana, que fornecesse estimativas de probabilidades de erro humano e tempos de resposta para tarefas desempenhadas em condições de operação normal e pós-acidente, e que fossem suficientemente precisas para um APS, mas que necessitassem de um dispêndio mínimo de tempo e outros recursos. Para atingir este objetivo, um novo método foi desenvolvido como parte do Programa de Avaliação de Seqüência de Acidentes da NRC, gerenciado pela Sandia National Laboratories , coordenado por Alan D. Swain, um dos autores do THERP. Essa nova metodologia baseia-se no THERP, mas incorpora muitas simplificações de modelos de desempenho humano e metodologia ACH do THERP, para atingir o objetivo da NRC .

O ASEP foi realizado em quatro usinas, por analistas de sistemas, sendo necessário um mínimo de orientação de especialistas qualificados em ACH.

A metodologia ASEP é dividida em Procedimentos para Tarefas Pré-acidente e Tarefas Pós-acidente. São consideradas Tarefas Pré-acidente as que, se realizadas incorretamente, poderiam resultar na indisponibilidade de sistemas ou componentes necessários à Usina, em ocasião de um acidente. Tarefas Pós-acidente são aquelas necessárias para que a Usina retorne à condição segura, após um acidente.

2.2.2 Finalidade

“Capacitar analistas de sistemas com suporte mínimo de peritos em análise de confiabilidade humana, a fim de executar estimativas de probabilidades de erros humanos e outras características de performance humana, os quais são suficientemente precisos para muitas APS.” (SWAIN, 1987)

O ASEP inclui modificações introduzidas após a avaliação do procedimento em 4 usinas nucleares, liderada por 4 diferentes analistas de sistemas e sua equipes, incluindo especialistas em confiabilidade humana, conforme segue: Surry Pressurized Water Reactor (PWR) unidade 1 (BERTUCIO et al, 1987 a), Peach Bottom Boiling Water Reactor (BWR) unidade 2 (KOLACZKOWSKI et al, 1986), Sequoyah PWR unidade 1 (BERTUCIO et al, 1987 b) e Grand Gulf BWR unidade 1 (DROUIN et al, 1987) .

2.2.3 A metodologia ASEP

A metodologia ASEP consiste dos seguintes procedimentos:

2.2.3.1 Pré-acidente / Análise preliminar (*Screening*)

Enfatiza a recuperação de erros e é baseada no uso de 0,3 BHEP genérico para efeitos combinados de um EOM e um ECOM em cada tarefa considerada na análise preliminar. Para a análise preliminar, 2 critérios primários são utilizados na decisão de quais tarefas deverão ser consideradas:

- 1- Tarefas nas quais existe um potencial de erro humano, podendo resultar numa falha de causa comum.
- 2- Tarefas que possuem apenas 1 ou 2 fatores de recuperação envolvendo redundância humana. Créditos para fatores de recuperação relacionados à interação humana são geralmente limitados; dependência zero ou independência é considerada para

situações críticas ou tarefas relacionadas a sistemas em série e dependência completa é considerada para tarefas críticas ou ações relacionadas aos sistemas em paralelo, exceto para aqueles trens ou componentes em paralelo executados em turnos diferentes, no qual a dependência zero é considerada.

2.2.3.2 Pré-acidente / Nominal

Amplia a pré-avaliação, permitindo mais créditos para fatores de recuperação. A revisão é executada em função de uma reavaliação do BHEP de 0,03, com base em uma análise mais detalhada dos procedimentos de controles administrativos da usina e na sua implementação.

2.2.3.3 Pós-acidente / Análise preliminar (*Screening*)

Baseia-se no modelo de diagnóstico de pré-análise (SWAIN & GUTTMAN, 1983) para estimativas de diagnósticos de HEP e tempos de respostas, com tolerâncias especiais para o reconhecimento de desvios dos parâmetros críticos relacionados à integridade do reator/contenção.

Para estimativas de pré-análise de HEPs para ações após diagnósticos, um HEP de 1,0 é considerado:

- 1- Para ações críticas realizadas fora da sala de controle.
- 2- Para qualquer ação crítica para a qual não existe procedimento escrito, mesmo para ações que devem ser memorizadas.
- 3- Para casos em que a I&C está indisponível, por falha ou não.

Hipóteses conservativas são aplicadas aos tempos de resposta na sala de controle e um HEP genérico de 0,05 é considerado para todas as tarefas pós-diagnósticos críticos, exceto para ações de emergência imediatas pós-diagnósticos memorizadas,

constituindo um comportamento baseado em tarefas, na qual um HEP genérico de 0,01 é considerado.

2.2.3.4 Pós-acidente / Nominal

Emprega um modelo de diagnóstico nominal (SWAIN & GUTTMAN, 1983), com tolerância especial para a prática de reconhecimento de desvios dos parâmetros críticos relacionados com a integridade do reator/contenção. Comparando com a análise preliminar (*screening*), permite-se HEPs menos conservativos (presumidamente mais realísticos) e créditos para mais de uma pessoa. Há maior ênfase nos tempos de respostas simuladas.

3 METODOLOGIA EPRI TR-100259

3.1 INTRODUÇÃO

Em 1982, o Electric Power Research Institute (EPRI) lançou um programa de confiabilidade humana, sendo a parte de maior importância deste programa definido como Projeto EPRI “*Operator Reliability Experiments Using Power Plant Simulators*” – ORE ”(SPURGIN et al, 1990), que engloba experimentos de confiabilidade humana no período de 1986 a 1990. Inicialmente, o Projeto ORE baseou-se na coleta e análise de dados de respostas de equipes de operação em simulador; das conclusões provenientes destas análises; reformulou-se a avaliação e redução de risco durante a operação de usinas nucleares.

O ORE fornece um guia para análise de confiabilidade humana, associada à APS, indicada aos analistas de confiabilidade humana. Esta metodologia atenta para a utilização de dados coletados de exercícios em simulador de sala de controle.

O EPRI TR-100259 (PARRY, 1992) apresenta uma avaliação simplificada para a análise de confiabilidade humana quantificada em probabilidades de sucesso/falha de ações de operadores de sala de controle, usando a base de dados ORE. A avaliação, baseada em medições em simuladores de plantas nucleares (BWR – *boiling water reactor* e PWR – *pressurized water reactor*), fornece um método atual para calcular e reduzir o risco da planta como parte da análise probabilística de segurança.

O estudo apresentado a seguir é a aplicação da metodologia EPRI a uma usina PWR. Portanto, não serão mencionadas quaisquer avaliações em usinas BWR.

3.2 CLASSIFICAÇÃO DE INTERAÇÕES HUMANAS

As interações humanas são, efetivamente, as ações humanas que impactam o modelo de risco. Podem ser classificadas em três tipos, conforme segue:

3.2.1 Interações Humanas pré-evento iniciador – Tipo A

Ocorrem antes do evento iniciador, quando a disponibilidade e a segurança da planta podem ser afetadas devido a uma indisponibilidade inadvertida de um sistema ou equipamento durante um teste e/ou manutenção, sem causar o evento iniciador, porém contribuindo para o agravamento de uma condição de acidente, caso ocorra algum evento. Denominada IH Latente (SPURGIN & MOIENI, 1989).

O impacto de Interações humanas tipo A está incorporado na APS também por inclusão explícita de eventos básicos, representando uma contribuição particular para a indisponibilidade (válvula na configuração errada após teste ou manutenção), ou implicitamente na taxa ou probabilidade de falha usada (engano durante a manutenção não detectável, mas que conduz à falha posteriormente).

Os aspectos positivos de Interações humanas tipo A são justificados nas probabilidades de falhas reduzidas de componentes, resultando em um programa bem planejado de teste e manutenção.

3.2.2 Interações Humanas relacionadas ao evento iniciador – Tipo B

Este tipo de IH causaria um evento iniciador. Os efeitos do Tipo B estão implicitamente contabilizados nas frequências dos eventos iniciadores, obtidas da experiência operacional da usina. Conseqüentemente, não são explicitadas em modelo de APS.

3.2.3 Interações Humanas pós-evento iniciador – Tipo C

São as interações humanas executadas pela equipe de operação da planta após um evento iniciador ter ocorrido. Denominada IH Dinâmica (SPURGIN & MOIENI, 1989).

Divide-se em dois subconjuntos (PARRY, 1992), conforme segue:

- Tipo CP – as que são declaradas por procedimentos de operação anormal .
- Tipo CR – as que representam a recuperação do equipamento falho ou o realinhamento do sistema, porém não existe procedimento por escrito.

Interações humanas tipo CP são parte essencial na estrutura lógica e surgem como eventos na árvore de falhas, eventos diretamente contribuidores para o topo da árvore de falhas ou em um nível mais inferior da árvore de falhas.

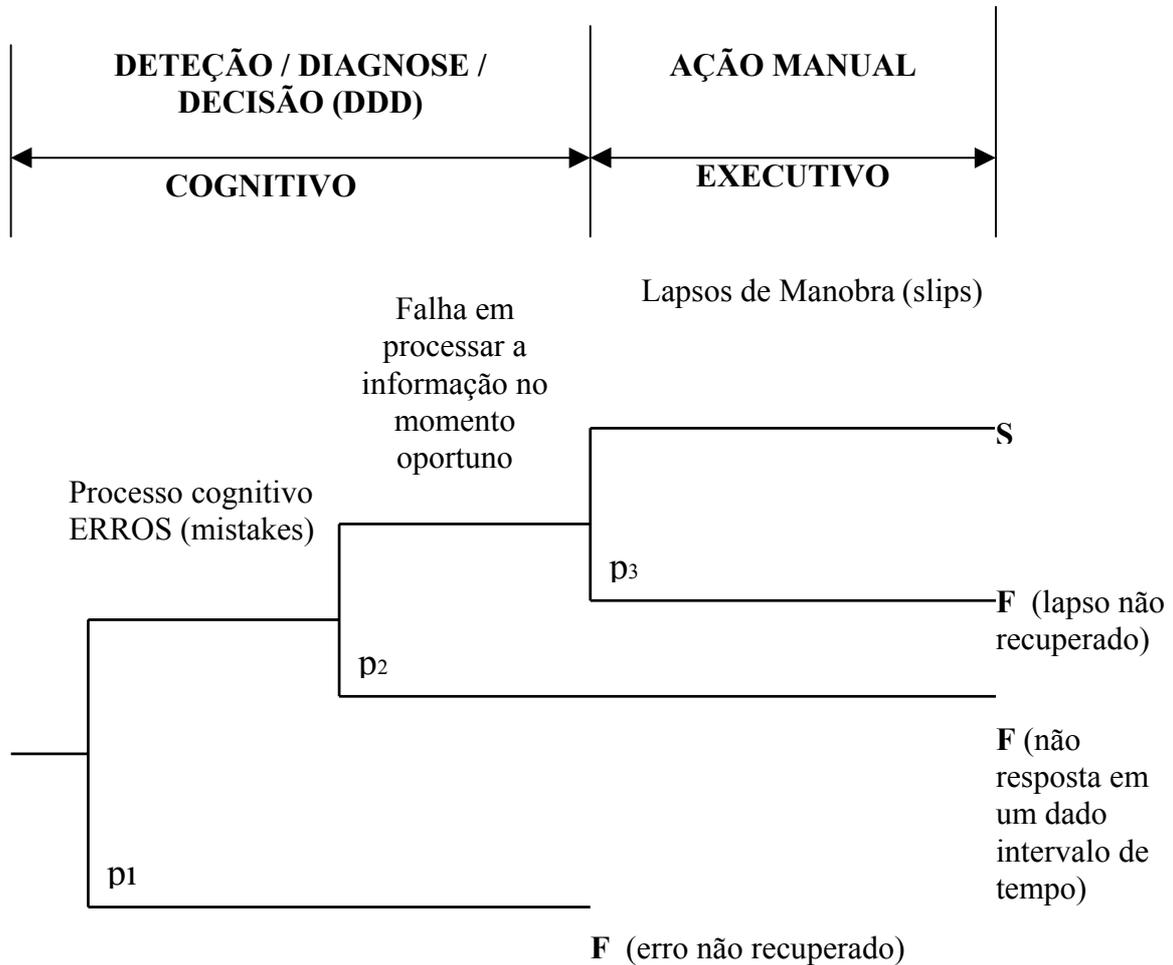
Interações humanas tipo CR são modeladas também com fatores de correção na seqüência de cortes mínimos ou com ações de recuperação na árvore de eventos. A seqüência de cortes mínimos é modificada pela inclusão de um evento básico novo representando a probabilidade de falha para executar a ação de recuperação. Desde que a ação necessária é dependente do corte mínimo, este tipo de fator de recuperação é geralmente incluído no nível de corte mínimo. Se existem cortes mínimos gerais afetados pela mesma ação de recuperação, isto é aproveitado para incluir ações de recuperação no nível superior do modelo lógico. Um exemplo é o tratamento de recuperação de desligamento de potência em resposta à perda de potência iniciando um evento.

É importante ressaltar que alguns estudos referem-se à interações humanas tipo C como ações de recuperação (SPURGIN & MOIENI , 1989). Em PARRY (1992) a definição de ações de recuperação é mais específica para ações não mencionadas, sem procedimentos escritos.

Uma vez que os exercícios de simulador são o foco para ações baseadas em procedimentos de sala de controle, o domínio de aplicabilidade de dados coletados no ORE é de eventos tipo CP. Além disso, o procedimento contido em (SPURGIN & MOIENI, 1989) é aplicável para a quantificação de probabilidades de eventos tipo CP, identificados por inclusão no modelo lógico da planta.

3.3 BASE PARA ESTIMAÇÃO DE PROBABILIDADES TIPO CP

A árvore de eventos (SPURGIN& MOIENI, 1989) representada na Figura 1 foi proposta como base para quantificação de probabilidades de Interações humanas tipo CP. "Uma das principais motivações para usar esta representação de árvore de eventos é que a mesma fornece um veículo natural para uso de dados ORE" (PARRY, 1992).



F = falha

S = sucesso

p1 = Probabilidade de falha em detetar, diagnosticar e decidir corretamente

p2 = Probabilidade de falha para processar a informação no momento oportuno

p3 = Probabilidade de falha para executar a resposta corretamente

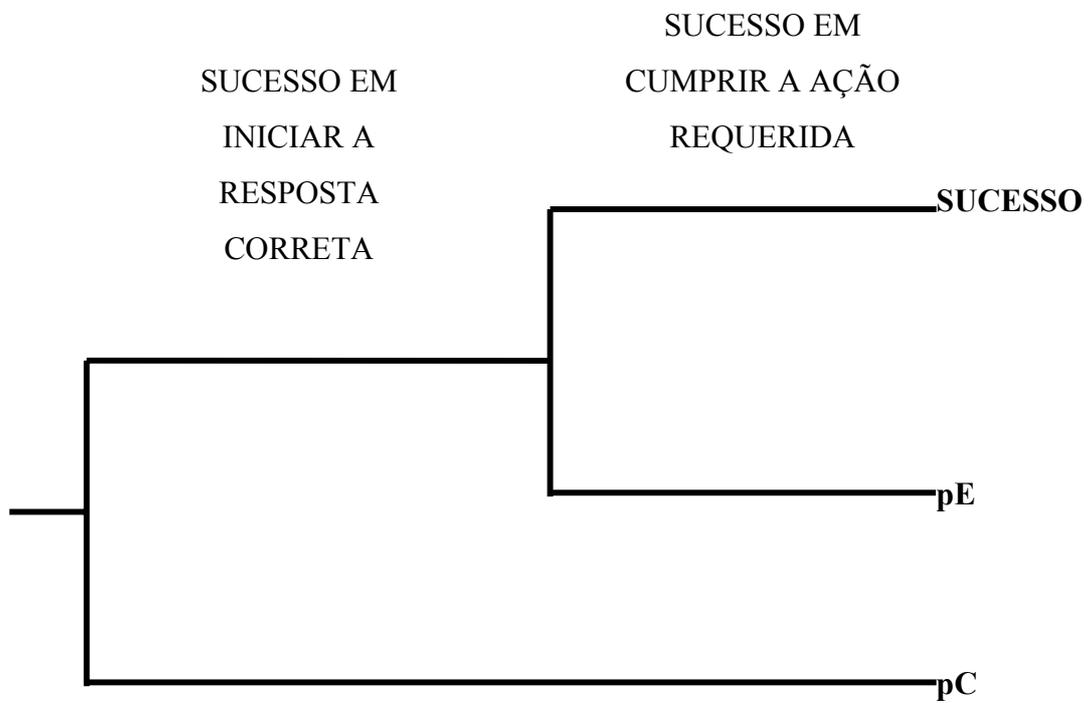
Figura 1 – Árvore de eventos generalizada

Os dados ORE foram usados para testar a correlação de análise cognitiva humana, baseando-se nos tempos observados para o reconhecimento e início das ações necessárias. O HCR/ORE foi adaptado para tempos de resposta com sucesso, sendo assim, essa correlação fornece a caracterização da variação em tempo excedido (insucesso), no qual uma correta detecção, diagnose e decisão são executados.

A representação para HCR/ORE, conforme a Figura 2, apresenta duas classes de probabilidades:

- . **pC**: representa a probabilidade de falha para iniciar a resposta correta e endereçar falhas nas fases de detecção, diagnose e tomada de decisão ;

- . **pE**: representa a probabilidade de falha em executar corretamente a resposta requerida.



pC = probabilidade de falha para iniciar a resposta correta

pE = probabilidade de falha em executar corretamente a resposta requerida.

Figura 2 - Representação revisada para árvore genérica de eventos, com base na metodologia HCR/ORE (PARRY, 1992)

3.3.1 Aplicabilidade

Uma vez que os exercícios de simulador são focados em ações baseadas nos procedimentos de sala de controle, o domínio de aplicação de dados coletados no ORE é de eventos tipo CP. Portanto, a sistemática apresentada no EPRI TR-100259 (PARRY, 1992) é aplicável para a quantificação das probabilidades de eventos tipo CP, identificados para inclusão de modelos lógicos da planta.

A estrutura para APS, no qual os eventos tipo Cp são definidos, é o SHARP (WAKEFIELD et al, 1990). O SHARP fornece um método de análise sistemática para auxiliar o analista de confiabilidade humana na incorporação e quantificação de efeitos dos diferentes tipos de interação humana, no estudo de APS.

3.3.2 Definição

O objetivo é assegurar que todos os eventos de interações humanas potenciais sejam identificados, e suas funções definidas. O ponto de partida consiste em analisar a árvore lógica funcional, ou seja, a árvore de eventos/falhas, construída pelos analistas de sistemas, a fim de identificar oportunidades potenciais para operadores ou outras pessoas, impactando na operação dos sistemas e, conseqüentemente, da usina . A informação requerida neste item inclui experiência operacional em modo normal e anormal, procedimentos de operação de emergência , procedimentos de teste e manutenção, dados de simulador (sendo o ideal, envolvendo o efetivo da planta) e APS de plantas similares.

3.3.3 Seleção de modelo e quantificação

O objetivo maior deste item é efetuar uma análise detalhada de eventos de interações humanas, construir modelos lógicos para essas interações, e, se requerido, quantificar cada sub-evento que surge no modelo lógico das interações humanas, usando apropriadamente modelos de probabilidades e fonte de dados e, finalmente, incorporar as probabilidades de interações humanas em modelos lógicos APS e/ ou cortes mínimos para seqüência de acidentes. Isto é parte integrante da análise de APS, especificamente em relação aos eventos tipo CP, principal tema deste trabalho.

3.3.4 Seleção / Filtragem

A seleção ou filtragem é função importante na APS, desde que a análise detalhada considere o número de eventos de interações humanas para eventos significativos, ou seja, que afetam potencialmente a segurança da planta. A seleção pode ser qualitativa ou quantitativa, ou ambas. O método EPRI TR-100259 (PARRY, 1992) é baseado, primeiramente, na quantificação da probabilidade de eventos de interações humanas, porém a importância em definir estes eventos não pode ser desconsiderada.

No caso de eventos de interações humanas tipo CP, é necessário avaliar o intervalo de tempo necessário ou disponível para a ação, ficando essa avaliação sob responsabilidade do analista de sistema.

3.3.5 Probabilidade de falha para iniciar a resposta correta a tempo – pC

Em princípio, podemos estimar a probabilidade em função da curva de tempo de resposta, de acordo com o valor correspondente ao tempo máximo permitido (Figura 3). Onde não há conduta de erro na amostragem dos tempos de resposta, pode-se usar a distribuição lognormal HCR/ORE adaptada para estes dados, como representação da distribuição dos tempos de resposta. Em algumas circunstâncias, este método de estimação de probabilidades vincula a extrapolação das curvas adaptadas em uma significativa extensão, e pode resultar em probabilidades baixíssimas (em função de T_w').

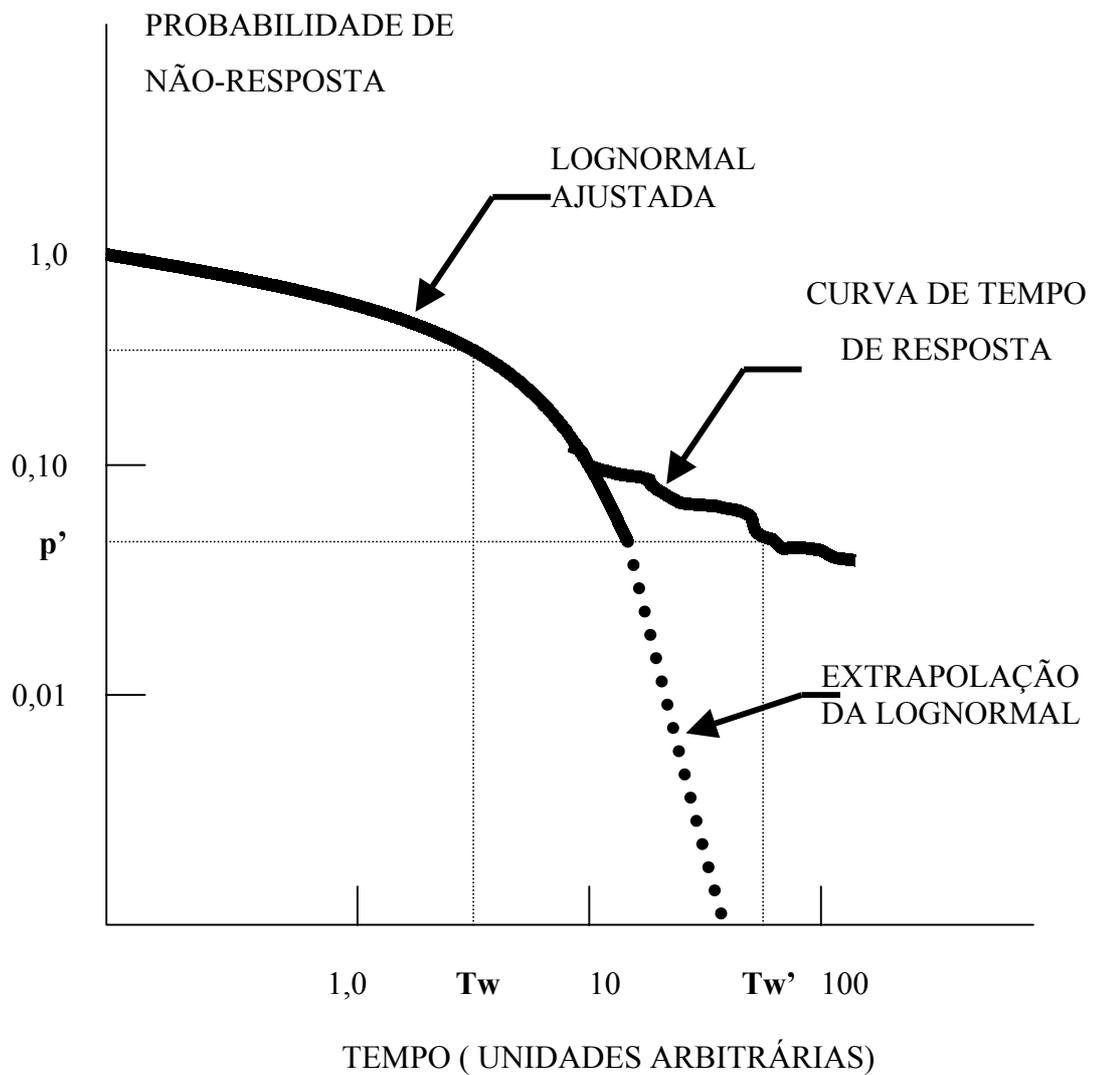


Figura 3 - Representação conceitual de distribuição de tempo de resposta (PARRY,1992)

A proposta para estimar a probabilidade de falha em iniciar a resposta correta a tempo, p_C , é utilizar medições de simulador. Se o dado contém evidência clara de que as equipes falharam em executar a função correta dentro do tempo disponível, este dado pode ser usado para estimar diretamente a probabilidade de não-resposta, usando a fração das equipes que falharam. Se, além disso, os dados mostram que todas as equipes alcançam o sucesso, o uso de HCR/ORE é proposto. Em casos de uso de extrapolação, um método suplementar de confirmação é proposto, baseando-se na consideração de causas de erros e fatores que influenciam suas probabilidades.

Mantendo a metodologia APS padrão, p_C pretende predizer a conduta mediana da equipe. Na mesma linha da APS, onde a pretensão não é identificar um pior desempenho de uma bomba numa população de bombas de mesmo tipo, o método discutido aqui não pretende identificar características específicas da equipe (PARRY, 1992).

3.3.6 Probabilidade de falha em executar corretamente a resposta requerida – p_E

Neste caso, p_E estima a probabilidade de que a equipe cometa um erro durante a execução (*slip*), o qual não é recuperado dentro do intervalo de tempo disponível. Esta probabilidade de insucesso para a equipe é também importante se vislumbramos a dependência de tempo durante o processo cognitivo. Ou seja, para as interações humanas envolvendo uma série de manipulações ou passos com procedimentos escritos, o tempo permitido para essas ações reduz o tempo disponível da equipe para iniciar a resposta.

As ações manuais de controle podem ser representadas por um simples estado binário (isto é, falha/sucesso) ou por uma árvore lógica (falha/árvore de evento), dependendo do número e complexidade das ações. Para ações simples de acionar botoeiras, o método “falha/sucesso” é suficiente, embora em se tratando de ações de multi-passos a representação de árvore lógica seja preferível. O nível de detalhe da representação lógica é controlado pelo nível de ramos de interação dentro de várias tarefas ou ações manipulativas. Os passos descritos no procedimento junto com o *layout* do painel de controle deveriam ser cuidadosamente revisados por um analista de confiabilidade humana. Fatores como a proximidade do painel de controle, diferenças entre ações de controle, número de operadores envolvidos e tempos relativos entre as ações de controle devem ser considerados. Como exemplo, quando a operação de várias válvulas é executada por um operador na sala de controle, ao mesmo tempo em que ocorre o isolamento de um gerador de vapor durante o evento de ruptura de tubo de gerador de vapor. Neste caso, uma parte da equipe pode atuar nas ações de controle junto ao evento, particularmente se as ações são tomadas por um operador responsável pelo painel de controle.

Outro exemplo envolvendo vários operadores e diferentes painéis de controle é o desligamento pela injeção para recirculação em um LOCA. Para esta interação humana, um ramo de ações é requerido para o modelo. A árvore de erro de confiabilidade pode ser usada para avaliar as complexas ações manipulativas, em equipamentos com má acessibilidade. Na árvore de erro de confiabilidade, cuidados devem ser tomados no tratamento de dependências potenciais entre ações de controle; caso contrário, a probabilidade de falha do operador poderá ser estimada de modo equivocado (um valor muito maior ou muito menor), dependendo da estrutura das ações de controle. O grau de dependência é função das tarefas conduzidas e do arranjo do equipamento.

3.3.7 Avaliação da seleção

A estimação de probabilidades de eventos de interações humanas pode consumir uma razoável quantidade de tempo. Isso pode ser desejável em um estágio prematuro da análise para o uso de uma avaliação de seleção conservativa, a fim de identificar as interações humanas chave para análises mais detalhadas e, desse modo, fazer melhor uso dos recursos de mão-de-obra.

Uma seleção executada corretamente reduz o procedimento de análise detalhado pelo uso de uma simples curva de confiabilidade de tempo normalizado como uma curva de seleção nominal (Figura 4). Essa curva engloba as contribuições de pC e pE. O tempo normalizado é o tempo disponível para resposta dividido pelo tempo médio de resposta. A Figura 4 originou-se como uma curva de contorno conservativa baseada em dados do ORE, juntamente com um limite baixo justificável de 10^{-2} . Para a proposta de seleção uma estimativa conservativa de tempo de resposta média é sugerida. Isto pode ser usado para gerar um intervalo de tempo normalizado proveniente do conhecimento do intervalo de tempo atual. A probabilidade de não-resposta é então lida diretamente no eixo das ordenadas, em função do tempo normalizado. Deve-se ter cuidado em identificar as interações humanas que possuam interdependência, pois considera-se que interações humanas dependentes ocorrem em série e, devido à seleção, pode-se presumir que ocorrem com probabilidade unitária.

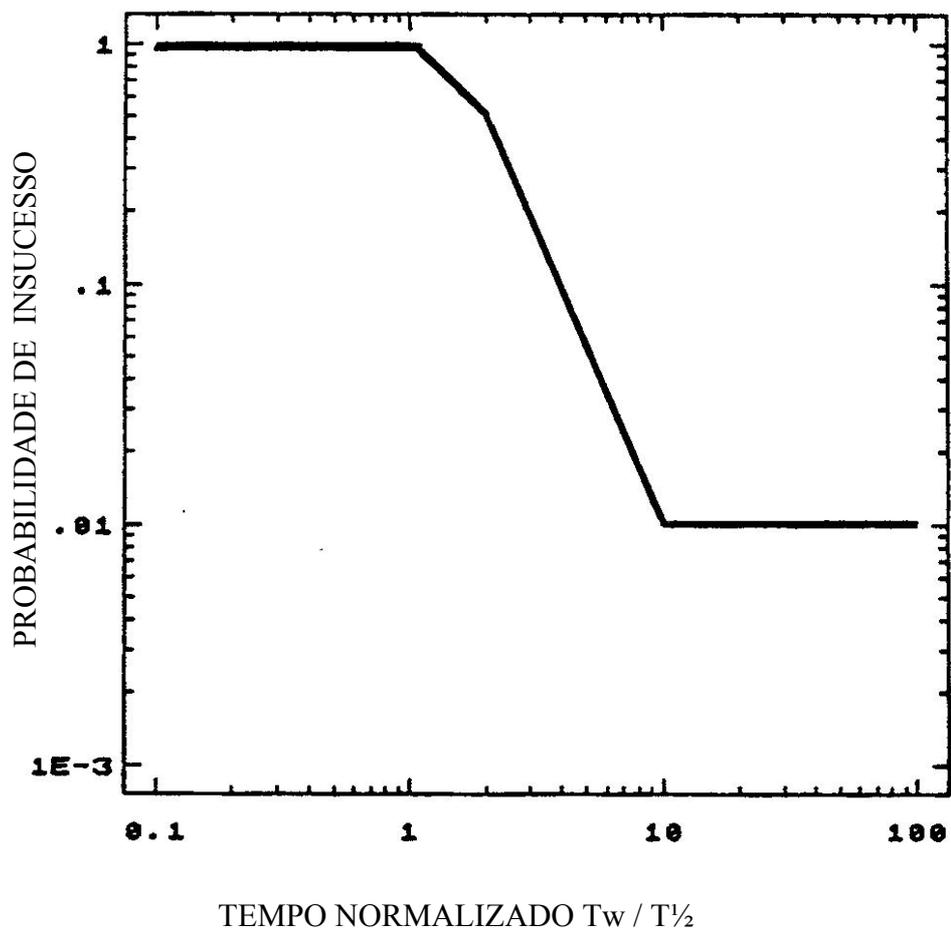


Figura 4 - Curva para seleção de interações humanas tipo CP (PARRY, 1992)

3.4 DEFINIÇÃO DO MODELO LÓGICO PARA INTERAÇÃO HUMANA

Um modelo lógico para interação humana representa o sucesso ou falha da função específica requerida a ser executada pelo operador de sala de controle com ou sem a ajuda de operadores auxiliares. Para estimar a probabilidade de falha de um dado evento, é importante considerar quais condições da planta são requeridas e o que constitui sucesso ou falha.

3.4.1 Definição da estrutura de resposta esperada

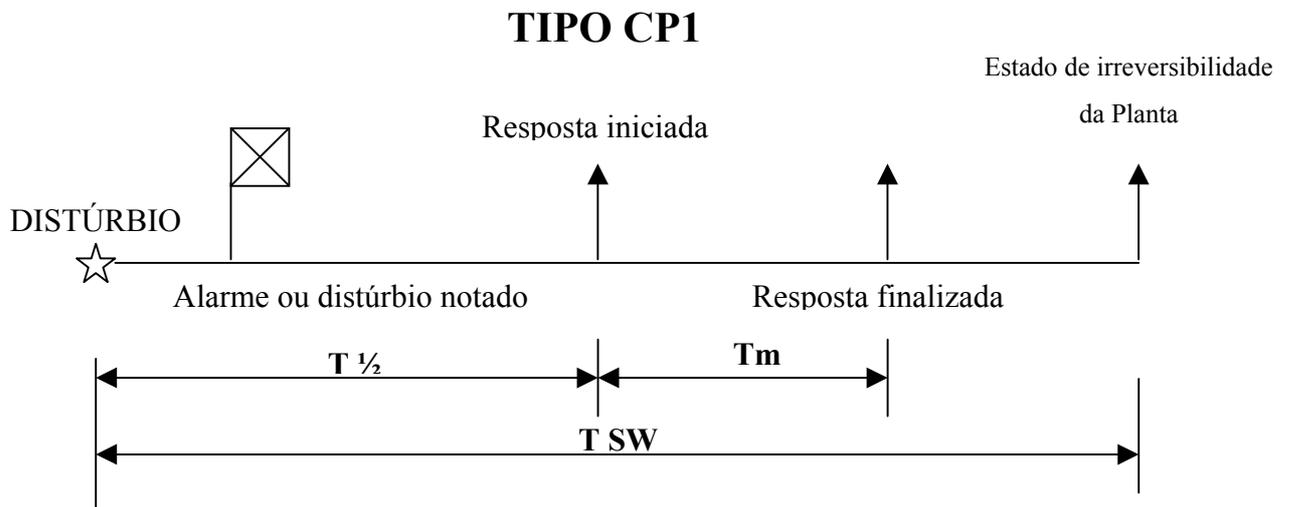
A chave para definição do procedimento de interações humanas é entender o que faz os operadores realizarem a função que cada uma das interações humanas representa, e o que sucesso e falha representam. Isso pode ser traduzido como entendimento da estrutura de resposta esperada e os critérios de sucesso.

A probabilidade de erro humano é claramente condicionada ao *status* dos sistemas da planta e a informação que os operadores têm que acessar. Desse modo, a interação humana como aparece em um sistema de modelo lógico deve ser entendida nos termos de qual caminho principal e sistemas de suporte estão disponíveis. Qualquer que seja a condição operacional da planta, isto é importante para determinar a estrutura de resposta esperada de interação humana.

Considerações provenientes de resultados do ORE e revisões dos procedimentos de emergência parecem úteis para auxiliar na definição de interações humanas e

assegurar consistência entre o modelo e os dados coletados, classificando respostas de operadores em instruções processuais em cinco tipos:

CP1 – Resposta em seguida a uma mudança no estado degradado da usina, sendo indicado por um alarme ou valor de um parâmetro monitorado. Exemplo: Resposta de uma atuação espúria das válvulas de *spray* do pressurizador.



T_{sw} = Janela de tempo total do sistema associada com o distúrbio

$T_{\frac{1}{2}}$ = Tempo de resposta cognitiva média da equipe

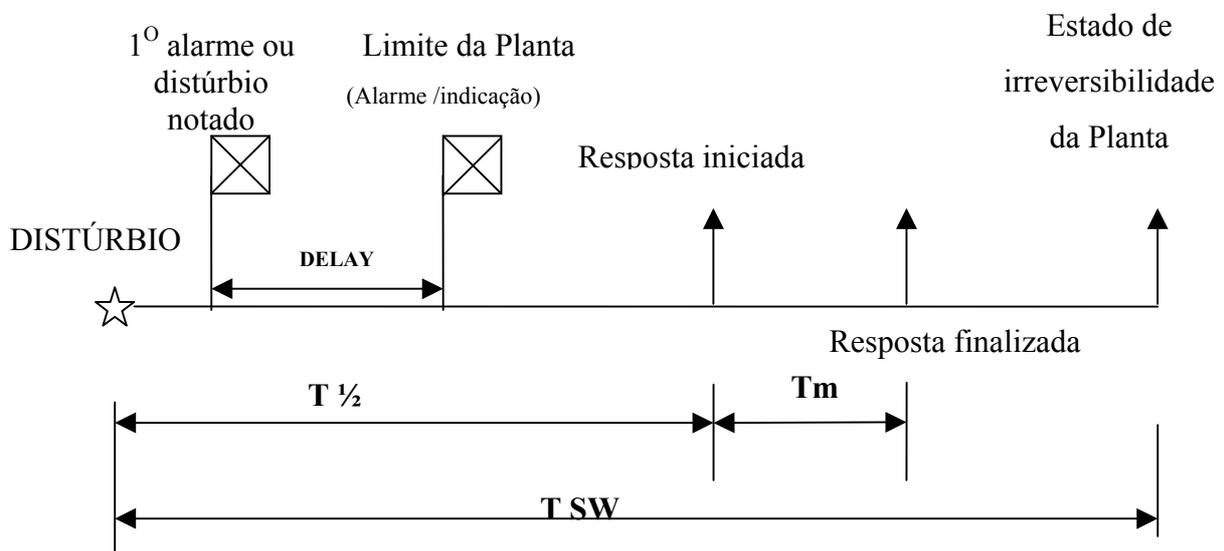
T_m = Tempo de execução da equipe

$T_w = T_{sw} - T_m \rightarrow$ Intervalo de tempo para resposta cognitiva (a ser usado com HCR/ORE)

Figura 5 – Estrutura de resposta esperada para interação humana tipo CP1

CP2 - Resposta em seguida a um evento originado por um evento primário (como CP1), sendo alcançado quando um parâmetro é excedido ou não pode ser mantido abaixo de um dado valor. Estas interações humanas envolveram um período de espera após o evento primário para alcançar um determinado estado da planta. Uma variante pode ocorrer quando os parâmetros da usina estão sendo monitorados automaticamente.

TIPO CP2



T_{sw} = Janela de tempo total do sistema associada com o distúrbio

$T_{1/2}$ = Tempo de resposta cognitiva média da equipe

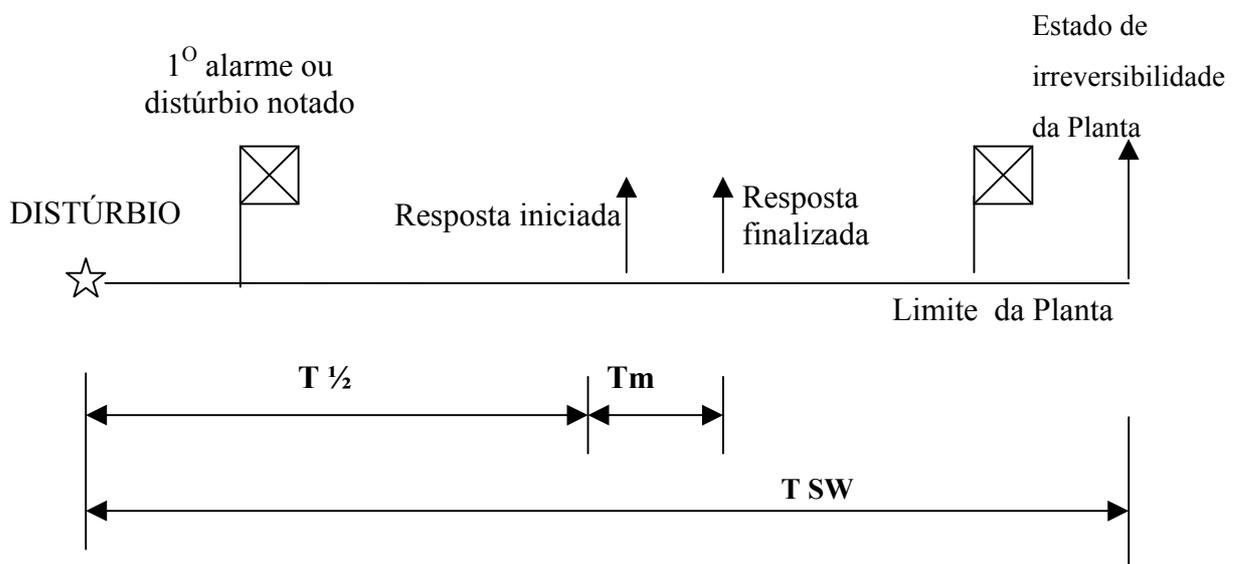
T_m = Tempo de execução da equipe

$T_w = T_{sw} - T_m \rightarrow$ Intervalo de tempo para resposta cognitiva (a ser usado com HCR/ORE)

Figura 6 - Estrutura de resposta esperada para interação humana tipo CP 2

CP3 – Resposta em seguida a um evento originado a partir de um evento primário antes que algum parâmetro alcance um valor crítico. O valor crítico pode ser considerado como um alerta suave ou um evento secundário.

TIPO CP3



T_{sw} = Janela de tempo total do sistema associada com o distúrbio

$T_{1/2}$ = Tempo de resposta cognitiva média da equipe

T_m = Tempo de execução da equipe

$T_w = T_{sw} - T_m \rightarrow$ Intervalo de tempo para resposta cognitiva (a ser usado com HCR/ORE)

Figura 7- Estrutura de resposta esperada para interação humana tipo CP3

CP4 – Realização de um passo em um procedimento que está sendo utilizado em função do resultado de um distúrbio da usina. O evento, neste caso, é geralmente associado ao término de um passo anterior do procedimento.

CP5 – Resume-se em manter um parâmetro variável dentro de limites específicos. É uma ação de controle. Exemplo: controle de nível em um gerador de vapor para evitar o nível alto ou baixo.

O tipo CP1 é uma simples estrutura de tempo de resposta esperada. Os tipos CP2 e CP3 correspondem às interações humanas onde o reconhecimento da necessidade em executar alguma função é iniciado, a partir de algum evento aleatório, mas o tempo requerido à ação é condicionado a algum parâmetro da planta, aproximando ou excedendo algum valor crítico pré-definido. Para definir a ação como do tipo CP2 ou CP3, o analista tem que estar seguro que os procedimentos e treinamentos são um modelo razoável de resposta esperada do operador. Se, por exemplo, existe um alarme que indica que um parâmetro da planta está fora de limites específicos, e este alarme é confiável, em lugar da monitoração do parâmetro, a interação humana é melhor modelada como um tipo CP1, onde o alarme é a origem do tempo de resposta considerado.

O tipo CP4 é uma simples interação humana e corresponde ao cumprimento dos passos do procedimento. Estas interações humanas são cognitivamente dependentes de uma interação precoce dos tipos CP1, CP2 ou CP3, definida no mesmo procedimento. O tempo não é um elemento importante para definir este evento e o sucesso ou falha são definidos claramente: a ação é ou não é executada. A probabilidade de interação humana tipo CP4 é denominada por lapsos (*slips*).

A interação humana tipo CP5 corresponde às ações mais complexas, sendo classificada como ações de controle. Isto envolve interações contínuas entre operador e a planta. Este grupo é tratado pela classificação da ação inicial tomada pelos operadores como CP1, CP2 ou CP3, com as ações subsequentes, estando totalmente em dependência cognitiva. Para CP5, a estimação de pE é particularmente significativa.

Algumas equipes de plantas diferentes respondem diferentemente (adotam estratégias diferentes) para a mesma situação. Isso pode conduzir a diferentes caminhos, sendo um deles explicitamente incluído no evento que representa a escolha entre duas estratégias. Outra avaliação é separar estes eventos em dois ou mais grupos, dependendo da estratégia da equipe, treinamento e antecipação. Em uma avaliação posterior, a proporção de equipes operando seguindo cada estratégia e tempo de resposta média da equipe associada a cada grupo precisa também que estar estimado como contribuição requerida para probabilidade de não resposta da equipe.

Não é sempre possível determinar pelos procedimentos como melhor classificar os tipos de eventos de interação humana. Pode-se buscar sugestões/informações de instrutores de treinamento sobre essa questão.

3.4.2 Estimação de pC utilizando dados de simulador

3.4.2.1 Introdução

A correlação HCR foi proposta como um caminho para caracterizar a distribuição de tempo de resposta do operador, conforme (HANNAMAN, et al, 1984), sendo expressa como uma função do tempo normalizado, uma unidade adimensional que é a

relação do tempo real para o tempo de resposta mediano da equipe. A forma da correlação escolhida foi a Weibull, com o parâmetro de forma sendo uma função do tipo de processamento cognitivo, podendo ser classificado como *skill* (habilidade), *rule* (regra) ou *knowledge-based* (baseado em conhecimento).

Como discutido em (SPURGIN et al., 1990), o Programa ORE não aceitou a hipótese original de HCR onde as curvas de tempo de resposta normalizados recaem em uma destas três categorias. Demonstra-se que, para Interações humanas individuais, o tempo de resposta pode ser ajustado pela distribuição lognormal, em função de dois parâmetros, $T^{1/2}$ (tempo médio de resposta) e σ (desvio padrão logarítmico do tempo normalizado). Nesse caso, a probabilidade de não resposta da equipe em um tempo T é dada como:

$$pC = \text{Prob} (Tr > T) = 1 - \Phi [\ln((T/T^{1/2}) / \sigma)], \quad (1)$$

onde $\Phi []$ é a distribuição normal padrão cumulativa, e Tr é o tempo de resposta.

Como a formulação original HCR, verificou-se que se as correlações para diferentes interações humanas fossem agrupadas em um caminho, de modo que um número pequeno de correlações poderia ser estabelecido, com diferentes interações humanas dentro de cada grupo sendo distinguido por variações em $T^{1/2}$. Uma avaliação baseada na estrutura de resposta esperada mostrou algumas diferenças entre os valores σ médios para os grupos CP1, CP2 e CP3 (Figura 28). Como esperado, os valores de CP2 ficaram abaixo da média, e CP3, acima. Porém, como mostrado na Figura 8, existem sobreposições. Enquanto um fator em determinação σ foi identificado, existem outros

fatores específicos de interação humana que não existem. Na ausência de certa previsibilidade é fortemente recomendado que dados de interações humanas específicas sejam reunidos sempre que possível.

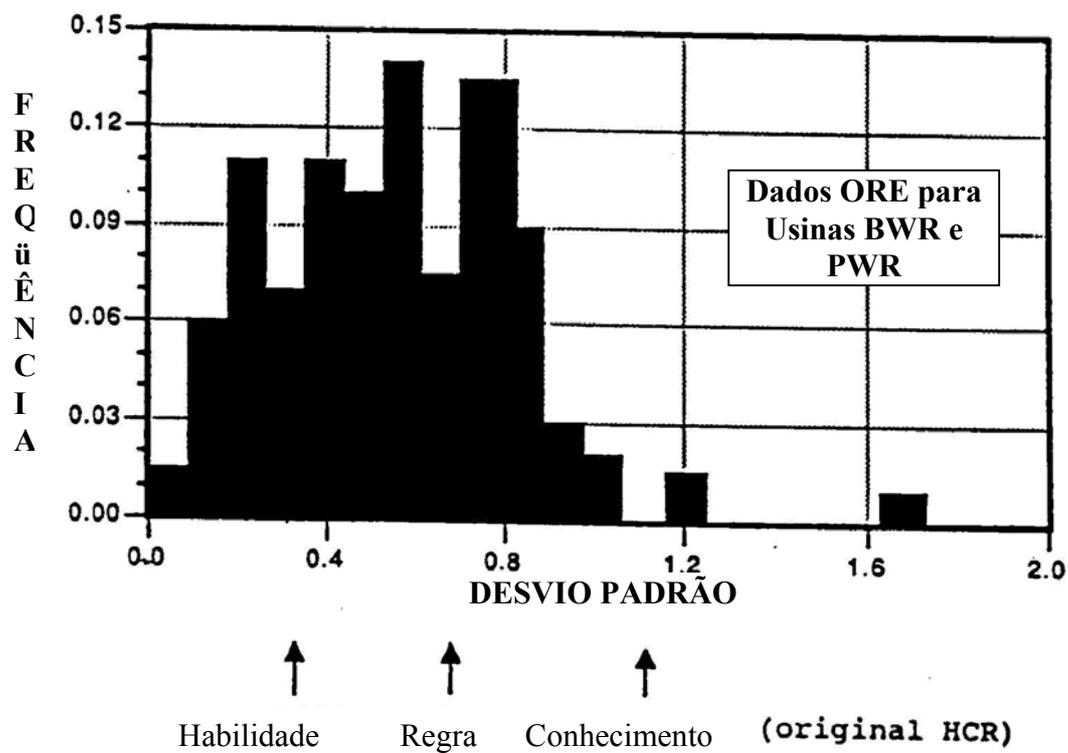


Figura 8: Histograma de frequência de valores de σ para todos os tipos de interações humanas

3.4.2.2 Estimativas de σ

Uma das hipóteses subjacentes da correlação HCR foi que , com relação ao tempo normalizado, Interações humanas podem ser divididas em CP1, CP2 e CP3. Outras estruturas foram, portanto, verificadas para variações sistemáticas correlatas em σ . Uma das possibilidades foi postular a estrutura de resposta esperada. Os dados ORE foram, assim, reanalisados em relação aos diferentes tipos de estrutura de resposta esperada.

A Figura 8 apresenta os valores médios e os limites inferior e superior de σ , em função das categorias de Interações humanas, em usinas BWR e PWR. Os limites inferior e superior são apresentados a partir de:

$$\bar{\sigma} \pm 1.64 S$$

onde $\bar{\sigma}$ é a mediana de valores de σ e S seus desvios padrões. As curvas apresentadas na Figura 28 podem ser usadas para gerar pontos estimados e as incertezas de pC podem ser determinadas usando a equação (1), uma vez que $T_{1/2}$ e T_w são determinados.

As características das respostas das equipes podem ser influenciadas por exigências dos procedimentos, conforme a sugestão e a resposta devem ser consideradas. Em relação aos resultados da Figura 8, apresentam uma grande variedade em estimativas de σ , até mesmo dentro de uma mesma categoria. É esperado que σ é uma função de vários fatores, incluindo o grau de prática do cenário, clareza dos procedimentos, etc., não somente a estrutura de resposta esperada. Como exemplo, algum grau de treinamento é requerido para que equipes desenvolvam a competência para uso eficiente dos procedimentos.

3.4.2.3 Estimativas de $T_{1/2}$

A Tabela 1 apresenta a média e a amplitude de valores de $T_{1/2}$ para uma variedade de interações humanas medidas no programa ORE, para usinas PWR. Estes valores podem ser usados genericamente, mas cuidados devem ser tomados para assegurar que a origem dos tempos medidos seja consistente com as constantes na APS. A definição precisa do cenário tem impacto no tempo de resposta. A aplicabilidade de dados pode ser verificada através da revisão das definições de cenários e folha de dados coletados. Esta tabela tem aplicação limitada, pois os eventos não são totalmente considerados. Para interação humana que não são consideradas pelas tabelas estimadas, $T_{1/2}$ deve ser obtido por entrevistas com especialistas (instrutores de treinamento), ou através de experimentos. O uso de dados genéricos é limitado, os quais, se não forem usados com cuidado, podem originar resultados errôneos. Além disso, o uso destes dados não é recomendado se houver outras alternativas, como a coleta de dados de simulador de planta específica ou usando a opinião de especialistas baseado na discussão com pessoal de treinamento.

Tabela 1: Estimativa de T_{1/2} médio para usinas PWR, baseado em dados ORE (PARRY, 1992)

INTERAÇÃO	Média* de T_{1/2} (segundos)	Faixa de T_{1/2} (segundos)
1. Desempenho manual de desligamento do reator pela abertura dos disjuntores (provenientes de transiente antecipado sem SCRAM)	16	12 a 23
2. Falha em isolar o gerador de vapor para evitar contaminação do sistema secundário, seguinte a uma ruptura de tubo de gerador de vapor	500	220 a 1021
3. Falha em isolar o gerador de vapor, seguinte a uma quebra de linha de vapor principal	507	323 a 767
4. Iniciar o resfriamento através do sistema de resfriamento do reator, seguinte a ruptura de tubo de gerador de vapor	1040	1040
5. Tentativa de estabilizar o sistema de água de alimentação principal, seguinte à perda da remoção de calor do secundário (proveniente da perda do sistema de água de alimentação auxiliar)	365	300 a 431
6. Iniciar o resfriamento através do sistema de resfriamento do reator e depressurização, seguinte a um pequeno ou médio LOCA (proveniente do desligamento-trip do reator)	1423	xxxxxxx
7. Diagnosticar que a válvula de segurança está travada aberta, verificar o fluxo do sistema de injeção de segurança e parar as bombas de refrigeração do reator (provenientes da válvula de segurança travada aberta)	271	135 a 373
8. Desligamento da injeção para a recirculação seguinte a um LOCA	2905 (trip do reator)	xxxxxxx
**TEAR: tanque de estocagem de água de armazenamento	131 (nível baixo do **TEAR)	xxxxxxx
9. Iniciar o resfriamento natural proveniente da perda do sistema de água de resfriamento de componente (proveniente da perda de componente água de resfriamento)	566	428 a 704
*Média de T _{1/2} para mesmo tipo de interação humana em diversas plantas		

3.5 SUMÁRIO DE PROCESSO DE ESTIMAÇÃO PARA PROBABILIDADE DE EVENTOS DE INTERAÇÕES HUMANAS DO TIPO CP

3.5.1 Procedimento

A seguir, apresenta-se o sumário para estimação de interação humana tipo CP:

- Estabelecer os limites e definição de interação humana e os parâmetros de representação.
- Estimar a probabilidade de falha para iniciar a resposta correta.
- Estimar a probabilidade de falha para executar a resposta.
- Cálculo da probabilidade de não-resposta total.

3.5.1.1 Estabelecer os limites e definição de interação humana e os parâmetros de representação

Existem as emissões gerais aqui, muitas das quais são discutidas em detalhe no documento SHARP (WAKEFIELD et al, 1990). Resume-se, conforme segue:

Para cada interação humana identificada:

- a) O evento primário ou o iniciador da interação humana.
- b) Demais eventos.
- c) A ação requerida.
- d) Determinar o tempo de ação relativa para as sugestões, em função de procedimentos e discussões com o pessoal da planta.
- e) Critérios para completar a ação com sucesso.

Usando essas informações, a interação pode ser classificada em um dos tipos de CP1 a CP5.

Este pode exigir discussão com o pessoal da planta para identificar suas estratégias de resposta, i.e., se confiança é colocada nas respostas iniciais ou seguintes. Como exemplo, segue um acidente com perda de refrigerante (LOCA) em uma PWR, os operadores estarão atentos para a necessidade de desligamento da sucção proveniente do tanque de estocagem de água para reabastecimento, quando o nível está baixo. Eles podem ter a consciência disto e não confiar no alarme de nível baixo do tanque de estocagem de água para reabastecimento, mas usar isto como um início, em que o caso de estrutura de resposta esperada é assemelhasse mais ao tipo CP2 com a origem do tempo sendo a ocorrência do LOCA. Por outro lado, eles podem confiar totalmente no alarme de nível baixo do tanque de estocagem de água para reabastecimento para iniciar o desligamento, em que a ação é tipo CP1, com a origem sendo a ocorrência do alarme.

Além disso, para CP2 e CP3, existe a evidência que nivela, na mesma planta, diferentemente respostas de equipes diferentes. Por exemplo, para iniciação de sistema de controle de líquido em *standby* em BWR, onde o guia do procedimento sugere iniciar antes que a piscina de supressão alcance a temperatura de início de injeção de boro , algumas equipes têm parecido responder antecipadamente a outras que esperam até que a temperatura de início de injeção de boro seja alcançada. A conduta de toda a equipe é, então, um conjunto de condutas de CP1 e CP3 e deve ser avaliado pelo analista de confiabilidade humana.

Enquanto esta classificação não é indispensável se a informação específica da planta segue para ser a base para avaliação de pC, usando a correlação HCR/ORE, isso serve para concentrar atenção na linha do tempo do evento, e com isso reduzir a possibilidade de confusão sobre as origens de tempos de resposta em relação ao

intervalo de tempo. Adicionalmente, isso ajuda a resolver algumas das questões (ou seja, supervisão *versus* liderança) aparecendo nas árvores de decisão para avaliação de pC.

O intervalo de tempo, T_{sw} , para resposta com sucesso deve ser determinado. Se necessário, o intervalo de tempo deveria ser ajustado por subtração do tempo proveniente do origem do distúrbio da planta até o tempo onde a primeira observação ocorre, por exemplo, um alarme ou resposta.

O intervalo de tempo deve ser dividido dentro do tempo para detecção, diagnose e tomada de decisão (DDD), e tempo para execução. O tempo para execução é iniciado somente após a DDD serem definidas. Deve ser notado que há o potencial para ambigüidade na definição de que é menos coberto na fase DDD e que é coberto na fase de execução. Por exemplo, DDD poderia ser aceito para o final quando o leitor do procedimento toma a sua decisão, ou poderia ser aceito para o final quando o operador que está para executar a ação, ou segue para executá-la; o analista deve ficar atento para estes detalhes. O analista deve adotar uma avaliação consistente, reconhecendo que o estabelecimento de limites tem impacto na definição de pC e pE. Por exemplo, com o limite anterior, erros de comunicação podem ser incluídos em pE, considerando que em um segundo caso, eles estariam inclinados a ser amplamente incluídos nos parâmetros pC. Quando a ação requerida é complexa, e requer contínua troca entre o leitor de procedimento e o executor da ação na equipe, o segundo limite poderá ter mais sentido.

3.5.1.2 Estimar a probabilidade de falha para iniciar a resposta correta

A avaliação preferencial para a estimação de probabilidade de falha para iniciar a resposta correta pC é usar as observações de simulador. Obtendo-se o resultado de

exercícios de simulador onde não houve sucessos, este dado pode ser usado para estimar diretamente a probabilidade de falha usando um simples estimador binomial, dado pela taxa do número de falhas pelo total do número de observações.

Se, contudo, todas as equipes respondem corretamente no momento oportuno, este dado pode ser usado na correlação HCR/ORE.

A estimação de parâmetro p_C usando HCR/ORE requer que o analista estime 3 parâmetros:

- a) T_w (*Time window*) _ intervalo de tempo. O intervalo de tempo (T_w) para DDD é diferente do proveniente do intervalo de tempo do sistema (T_{sw}), avaliado a partir de considerações termo-hidráulicas, devido ao tempo empregado para executar a ação. Para a estimativa de tempo médio para executar, T_m , pode ser usado para um determinado T_{sw} , i.e., $T_w = T_{sw} - T_m$. A avaliação de T_m é parte essencial do terceiro item da avaliação deste procedimento.
- b) A avaliação preferencial para a estimação dos dois parâmetros remanescentes, $T_{1/2}$ e σ , é usar medições específicas de IH e da planta provenientes de exercícios de simulador projetado especialmente. O próximo passo é usar a informação obtida de entrevistas com operadores e pessoal de treinamento, conversando sobre os cenários específicos. Com consideração para o uso de dados do ORE, cuidados devem ser tomados para que os cenários ORE fiquem com aproximação razoável para aqueles de interesse.
- c) A análise para estimar p_C , usando árvores de decisão e fatores de recuperação, é denominada avaliação baseada em causa. O primeiro passo para esta aplicação é estabelecer a forma das árvores e as probabilidades dos pontos finais. Torna-se necessário para fornecer uma sistemática da estrutura de avaliação que dará a consistência entre as diferentes probabilidades de interações

humanas. Algumas justificativas deverão ser fornecidas para as estruturas de árvores de decisão, e as probabilidades e fatores de recuperação usados.

A seguir, algumas considerações para o uso de dois métodos apresentados pelo EPRI:

- a) Se a avaliação usando HCR/ORE é pequena ($<10^{-2}$) e baseada em um número pequeno de observações, a avaliação complementar, baseada em causa, deverá ser sempre calculada, e a maior das duas estimativas usada para caracterizar a probabilidade.
- b) Sobre as circunstâncias corretas, o uso de HCR/ORE pode conduzir a resultados muito conservativos. Isto é particularmente verdade para condutas do tipo CP2 e CP3, quando o tempo entre a 1ª e a 2ª ações for longo e o tempo da 2ª ação para o limite do intervalo de tempo é relativamente pequeno. Valores genéricos para σ não poderão ser usados nunca nesses casos. A avaliação complementar, baseada em causa, poderá ser realizada e talvez usada igualmente se isso produzir um número menor.

3.5.1.3 Cálculo da probabilidade de não-resposta / executivo

Em função da indisponibilidade dos dados e documentos para o cálculo de pE, conforme EPRI TR-100259, serão considerados os calculados na APS de Angra 1 (MASSIÈRE, 2001).

3.5.1.4 Probabilidade total de não-resposta

Os modos de falha em DDD e de execução são consideradas independentes.

Conseqüentemente, a probabilidade de falha total é $p_C + p_E - p_C * p_E$.

4. ESTUDO DE CASOS

A tarefa de análise de confiabilidade humana, iniciada em “Estudo Piloto – Análise Probabilística de Segurança de Angra 1” (ONUSIC, 1997) estabeleceu modelos que procuravam representar a interação dos operadores da usina nuclear de Angra 1 com os equipamentos e sistemas da planta durante operação normal e em condições de transientes e acidentes. Para esta tarefa, as intervenções humanas importantes para análise foram identificadas; os procedimentos operacionais utilizados foram examinados, a fim de determinar que tipos de ações humanas eram realizados e quais treinamentos os executantes realizavam.

Todas as conseqüências de acidentes e modos de falha dos sistemas desenvolvidos nos modelos de árvores de eventos e de falhas foram cuidadosamente avaliados, a fim de determinar em que áreas a intervenção dos operadores deveria ocorrer.

Finalmente, os erros das ações humanas, definidos como críticos para a análise, foram incorporados à APS.

Após a identificação dos erros humanos, modelos detalhados foram desenvolvidos e quantificados para que seus efeitos fossem incorporados aos modelos das árvores de eventos e de falhas.

No início da APS de Angra 1 (1995), as metodologias THERP e ASEP foram as escolhidas para a APS de Angra 1. Na revisão 1, o modelo HCR (IAEA, 1991) foi utilizado como referência, também.

Antes de definir a proposta deste estudo, vale ressaltar algumas definições.

A análise de confiabilidade humana estima a probabilidade de erro humano para várias ações do operador que impactam o modelo de risco, ações estas definidas como

interações humanas . Os cinco eventos básicos de interações humanas, objetos deste estudo, foram identificados pelos analistas durante o desenvolvimento das árvores de falhas e de eventos de Angra 1, conforme apresentado na Tabela 2.

Tabela 2: Principais eventos básicos de interações humanas a avaliar

Nº	DESCRIÇÃO	Codificação
1	Falha em despressurizar os geradores de vapor para 19kgf/cm ² durante <i>Station Blackout</i> (sem alimentação elétrica externa e geradores diesel não funcionam)	HEP-ECA00-19
2	Falha em alinhar um gerador diesel reserva, após a falha do gerador diesel alinhado	HEP-DG-ALIGN
3	Falha em alinhar a recirculação de alta pressão succionando do poço da contenção	HEP-HHR-POES1-3
4	Falha em atuar a Bomba de Deslocamento Positivo, após a falha das bombas de carregamento	HEP-CV-PDPFS
5	Falha em identificar e isolar o gerador de vapor no evento de RTGV (Ruptura de Tubo do Gerador de Vapor)	HEP-MS-POE3-02

Em função do método proposto para análise, objeto deste estudo, algumas informações básicas são necessárias. A metodologia do EPRI foi possível ser aplicada em dois dos cinco eventos sugeridos. A seguir, apresentam-se os três eventos onde não foi possível aplicar a metodologia.

4.1 FALHA EM DESPRESSURIZAR OS GERADORES DE VAPOR PARA 19kgf/cm² DURANTE *STATION BLACKOUT*

Baseado nos erros humanos a avaliar, ressalta-se que: o HEP-ECA00-19 (Falha em despressurizar os geradores de vapor para 19kgf/cm² durante *Station Blackout* (sem alimentação elétrica externa e geradores diesel não funcionam), necessita de operação local em ambas as válvulas de alívio dos geradores de vapor.

O procedimento PO-ECA 0.0 (Figura 9), item 18, não detalha que providências tomar para que a operação seja executada. Neste caso, trata-se de um evento do tipo CR. Uma vez que a metodologia a ser empregada neste estudo (PARRY, 1992) é estruturado nos procedimentos de sala de controle baseados em ações, ou seja, eventos do tipo CP, este erro humano não será analisado.

VOLUME: II | SIGLA: PO-ECA 0.0 | CLASSE: S | Revisão: 04 | Folha: 12

Título: BLACKOUT.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

ATENÇÃO

- . Os GVs não devem ser despressurizados abaixo de 12 Kg/cm², de modo a evitar a injeção de nitrogênio dos acumuladores no SRR.
- . O nível na faixa estreita deve ser mantido maior que 4% (21%) em pelo menos um GV intacto. Se o nível não puder ser mantido, a despressurização do(s) GV(s) deve ser paralizada até que o nível seja recuperado em pelo menos um GV.

NOTA

- . Os GVs devem ser despressurizados na máxima taxa, de modo a minimizar as perdas de inventário do SRR pelos selos das BRRs.
- . A despressurização dos GVs pode causar a perda de nível no pressurizador e a formação de vazios na cabeça do vaso do reator, mas nem por isto deve ser terminada.

18	Despressurize os GVs Intactos até 19 Kg/cm ² :
----	---

- | | |
|--|--|
| a. Verifique os níveis dos GVs na faixa estreita - MAIOR QUE 4% (21%) EM PELO MENOS UM GV. | a. Faça o seguinte:
1) Mantenha máximo fluxo de AAA até que o nível na faixa estreita fique maior que 4% (21%) em pelo menos um GV. |
|--|--|

- continua -

/acp

Figura 9: PO-ECA 0.0 Procedimento de emergência - *Blackout*

4.2 FALHA EM ALINHAR UM GERADOR DIESEL RESERVA, APÓS FALHA DO GERADOR DIESEL ALINHADO

Em caso de falha de um gerador diesel alinhado, o item 6 do PO-ECA 0.0 - resposta não obtida (figura 10), orienta os operadores a alinhar e partir o gerador diesel reserva, conforme descrito nos procedimentos PO-S 27 (figura 11) e LV-S 27D (figuras 12,13 e 14). Portanto, esta ação é uma extensão do item 6 do PO-ECA 0.0.

MASSIÈRE (2001) assumiu que pC está dentro do contexto do erro de omissão de pE e as ações do operador seguem a LV-S 27D (itens 4, 4.1, 4.2,4.3, 4.4 e 4.5).

VOLUME: II | SIGLA: PO-ECA 0.0 | CLASSE: S | Revisão: 04 | Folha: 04

Título: BLACKOUT.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

ATENÇÃO

. A carga dos Geradores Diesel 1A e 1B não deve exceder 3100 kw.
 Caso venha a exceder este valor, desligue as cargas desnecessárias,
 conforme PO-A 28.

6 Tente Restabelecer o
 Suprimento Elétrico para a
 Barra 1A3 OU 1A4:

a. Energize a Barra 1A3 OU
 1A4 com um gerador
 diesel:

1) Parta manualmente qualquer um dos geradores diesel.	1) <u>SE NENHUM</u> dos geradores diesel partir, <u>ENTÃO</u> parta localmente um gerador diesel pelas botoeiras locais <u>OU</u> atuando diretamente nas solenóides de ar. <u>SE</u> necessário, alinhe e parta os geradores diesel reserva conforme LV-S 27D.
--	--

2) Confirme a energização automática da barra 1A3 (1A4):

2) Energize manualmente a barra 1A3 (1A4). SE a barra NÃO puder ser energizada, ENTÃO repita o Item 6 para a outra barra de segurança.

. Disjuntor de saída do gerador diesel - FECHADO.

. Indicação de tensão no voltímetro da barra.

Figura 10: PO-ECA 0.0 Procedimento de Emergência - *Blackout*

Manual de Operação da Usina MOU PROCEDIMENTOS DE OPERAÇÃO DA USINA				
VOLUME: II	SIGLA: PG-S 2	CLASSE: S	Revisão: 10	Folha: 06
<p>1. Pelas botoeiras de desligar (local).</p> <p>2. Pela manopla de EMERGÊNCIA, Relé 86.</p> <p>3. Pela atuação do Relé diferencial - 87.</p> <p>2.14. Após uma operação do Sequenciador, o mesmo deverá primeiro ser rearmado caso o operador necessite colocar uma carga que normalmente é bloqueada quando da atuação do Sequenciador. Tal rearme se dará automaticamente 5 minutos após a atuação do Sequenciador.</p> <p>2.15. Sempre que testar o GGD(em vazio ou com carga)fazê-lo pelo PI-O 15.</p> <p>2.16. A cada teste do GGD alternar o uso dos reguladores de tensão.</p> <p>2.17. Quando o Grupo Gerador Diesel estiver em operação acompanhe a sua performance através das Folhas de Leituras do PI-O 15.</p> <p>2.18. Toda vez que partir (emergência ou programada), acionar as borboletas do filtro de sucção de óleo combustível principal.</p> <p>2.19. Toda vez que o governador do GD sofrer manutenções que impliquem em sua drenagem, a sua normalização deve ser a mais criteriosa possível, garantido-se que foi corretamente chelo e suspirado, sem o que poderá ocasionar acidentes de sobrevelocidade na partida da máquina.</p> <p>2.20. A tensão de saída do gerador deverá ser limitada em 4,3 kV a fim de evitar queima do relé de sobretensão.</p> <p>2.21. Sempre que os geradores Diesel 1A e 1B estiverem indisponíveis manter a chave MET na posição "teste" e as duas chaves de parada na posição "ON". Isto evitará a queima do relé 5 no circuito de parada (RES - 45/94).</p> <p>2.22. Sempre que possível isolar somente um gerador Diesel por vez (1/4 GD's). Havendo necessidade de se isolar um segundo Gerador Diesel em barra de Segurança oposta ao já isolado, monitorar as fontes externas de energia elétrica a cada 8 horas através do PI-O 14. Esta precaução visa atender ao NUREG-1.155 (Station Blackout).</p> <p>2.23. Os alarmes de "Temperatura Água Resfriamento das Camisas/ Alinhamento Incorreto" são comuns no painel da Sala de Controle.Caso ocorra este alarme o Operador deverá certificar-se, no Painel Local, da causa (PMP.159.93).</p> <p>3. CONDIÇÕES INICIAIS</p> <p>3.1. Os seguintes sistemas devem estar operáveis de acordo com seus PO-S's.</p> <p>3.1.1. Água de Serviço - PO-S 33.</p> <p>3.1.2. Proteção Contra Incêndio - PO-S 38.</p> <p>3.1.3. Ventilação da Sala do GD - PO-S 49.</p>				

Figura 11: Geradores diesel 1A e 1B de emergência -procedimento

Manual de Operação da Usina MOU
PROCEDIMENTO DE OPERAÇÃO DA USINA

VOLUME: II | SIGLA: LV-S 27A | CLASSE: S | Revisão: 00 | Folha: 01

**LISTA DE VERIFICAÇÃO DOS GERADORES DIESEL 1A (1B) PARA
SUBSTITUIÇÃO DOS DG'S 3 (4) DURANTE BLACK OUT GERAL**

1. OBJETIVO:

Esta lista de verificação comprova o correto alinhamento dos GD-1A (1B) para partida, bem como verifica o bloqueio dos GD-3 (4), em caso de falha destes.

2. EQUIPAMENTO A SER ALINHADO

GD - 1A _____
 GD - 1B _____

3. CONDIÇÃO INICIAL

- Não deve haver nenhum cartão vermelho de isolamento nos GD-1A (1B). _____
- As LV-S 27A (27B) devem estar executadas. _____

4. LISTA DE VERIFICAÇÃO :

4.1. Painel da Sala de Controle:

DESCRIÇÃO	POSIÇÃO REQUERIDA	VISTO	VISTO
- Chave Manutenção/Auto GD-3 (GD-4)	Manutenção	_____	_____
- Disjuntor IAD3/(IAD4)	Aberto	_____	_____
- Lâmpada Vermelha GD-3 (GD-4) Alinhado	Apagado	_____	_____

Figura 12: Lista de verificação dos geradores diesel 1 A (1B) para substituição dos DGs 3 e 4 durante *blackout* geral – folha 1

VOLUME: II | SIGLA: **CV-3 270** | CLASSE: S | **Revisão: 00** | **Folha: 02**

4.2. Válvulas Manuais do Sistema de Água de Serviço

DESCRIÇÃO	POSIÇÃO REQUERIDA	VISTO	VISTO
- Válvulas de Entrada GD-3 (GD-4), SW 171A (171B)	Fechadas		
- Válvulas de Saída GD-3 (GD-4), SW 173A (173B)	Fechadas		
- Válvulas de Entrada GD-1A (GD-1B), SW 128 (129)	Bloqueada Aberta		
- Válvulas de Saída GD-1A (GD-1B), SW 130 (131)	Bloqueada Aberta		

4.3. Painel Local DG-1A (DG-1B)

DESCRIÇÃO	POSIÇÃO REQUERIDA	VISTO	VISTO
- Chave GER Auto-Emergência/ Manutenção GD-1A (GD-1B)	Auto/ Emergência		

4.4. Painel da Sala de Controle

DESCRIÇÃO	POSIÇÃO REQUERIDA	VISTO	VISTO
- Alarme Alinhamento Incorreto GD-3 (GD-4)	Aceso		
- Ambas Chaves de Parada dos GD-1A (GD-1B)	On		
- CS dos disjuntores IAD1 (IAD2)	Auto		
- Chave MET GD-1A (GD-1B)	Emergência		

Figura 13 :Lista de verificação dos geradores diesel 1 A (1B) para substituição dos DGs 3 e 4 durante *blackout* geral – folha 2

VOLUME: II | SIGLA: LV-1 275 | CLASSE: S | Revisão: 00 | Folha: 03

OBSERVAÇÃO:

- Logo que a chave MET for colocada em emergência o DG-1A (DG-1B), partirá e o disjuntor 1AD1 (1AD2) fechará para alimentar o barramento 1A3 (1A4).

4.5. Válvulas Manuais de Óleo Combustível

DESCRIÇÃO	POSIÇÃO REQUERIDA	VISTO	VISTO
- Vv. Suprimento Óleo Combust. para a GD-1A (GD-1B), FO 129A (130B)	Bloqueada Aberta		
- Vv. Suprimento Óleo Combust. para a GD-3 (GD-4), FO 129B (130A)	Fechada		

4.6. Pannel Local do DG-3 (DG-4)

DESCRIÇÃO	POSIÇÃO REQUERIDA	VISTO	VISTO
- Chave Manutenção/Auto DG-3 (DG-4)	Manutenção		
- Lâmpada Verde DG-1A (DG-1B) Alinhado	Acesa		

Executado por: _____ Data: __/__/____ Hora: _____
Aprovado por: _____ Data: __/__/____ Hora: _____

Figura 14 :Lista de verificação dos geradores diesel 1 A (1B) para substituição dos DGs 3 e 4 durante *blackout* geral – folha 3

4.2.1 Estimativa de pE

MASSIÈRE (2001) calculou pE com base nas metodologias THERP e ASEP, sendo encontrado o seguinte valor:

$$\mathbf{pE = 2,8 \times 10^{-2}}$$

4.2.2 Probabilidade de Erro Humano - HEP

Assumindo que pC está dentro do contexto do erro de omissão de pE (MASSIÈRE, 2001),:

$$\mathbf{HEP- DG - ALIGN = 2,8 \times 10^{-2}}$$

Portanto, não foi possível desenvolver o cálculo de probabilidade de erro humano, usando a metodologia EPRI TR-100259.

4.3 FALHA EM ALINHAR A RECIRCULAÇÃO DE ALTA PRESSÃO

Operador falha em alinhar a recirculação de alta pressão, succionando do poço da contenção.

MASSIÈRE (2001) considerou que, para estimativa de pC, a ação do operador em diagnosticar a necessidade de alinhar a recirculação de alta pressão assume o mesmo valor estimado para a necessidade de iniciar a recirculação de baixa pressão, baseando-se no controle e verificação do nível do tanque de água de recarregamento. Em caso de pequeno e médio LOCA, (MASSIÈRE, 2001) assumiu, conservadoramente, 30 minutos

($T^{1/2}$) para o operador diagnosticar que um LOCA está em progresso. Porém, os demais valores (T_m e T_{sw}) não são levantados. Sendo assim, dados insuficientes impossibilitam o cálculo de probabilidade de erro humano pela metodologia EPRI TR-100259.

A seguir, apresentam-se os dois casos onde foi possível aplicar a metodologia EPRI TR-100259.

4.4 FALHA EM ATUAR A BOMBA DE DESLOCAMENTO POSITIVO, APÓS A FALHA DAS BOMBAS DE CARREGAMENTO

Operador falha em atuar a bomba de deslocamento positivo (PDP), após falha ou indisponibilidade das bombas centrífugas de carregamento. Esses equipamentos fazem parte do sistema de controle químico volumétrico (SCQV) .

Neste evento, temos a maior necessidade da PDP, pois tem capacidade de suprir continuamente água desmineralizada para a selagem das bombas de refrigeração do reator , com as mesmas características da água do sistema de refrigeração do reator (SRR) .

Abaixo, seguem algumas características dos equipamentos/sistema.

O sistema de controle químico e volumétrico é projetado para:

- limitar o nível de atividade do SRR, pela remoção de partículas radioativas (produtos de fissão e corrosão);
- manter as características químicas da água do SRR através da adição de produtos químicos;
- promover variações de concentração de ácido bórico no SRR, quando necessário (absorvedor solúvel de nêutrons);
- possibilitar o enchimento, drenagem e testes hidrostáticos no SRR;
- manter o nível programado de água no pressurizador.

Água de Selagem das Bombas de Refrigerante do Reator

O SCQV tem capacidade de suprir continuamente água desmineralizada para a selagem das bombas de refrigeração do reator (BRRs), com as mesmas características da água do SRR.

Bombas de Carregamento

São três bombas de carregamento: duas centrífugas e uma de deslocamento positivo. As bombas 1 e 2 centrífugas podem ser operadas da sala de controle ou dos painéis de parada quente. A bomba de deslocamento positivo pode ser operada da sala de controle ou de um dos dois painéis de parada quente, dependendo do seu alinhamento elétrico.

Em condições normais de operação, uma bomba centrífuga de carregamento fica em serviço, a qual estará alimentando a linha de carregamento para o SRR e a de selagem para as BRRs, succionando do tanque de controle químico volumétrico (TCV).

As três bombas podem alimentar as linhas de carregamento e de selagem das BRRs sendo que a bomba de deslocamento positivo tem capacidade muito baixa, por não ter sido projetada para esse fim, mas sim para a leitura de testes hidrostáticos no SRR. As bombas centrífugas são projetadas para suprir continuamente as linhas de carregamento e selagem das BRRs.

A bomba de deslocamento positivo possui um tanque elevado, o qual é alimentado com água desmineralizada, para suprimento de água de selagem.

A principal função desta bomba é perfazer o teste hidrostático do SRR; porém possui também a capacidade de suprir a selagem das BRRs e pode desempenhar grande papel quando a saída normal está isolada ou durante isolamento fase B, *spray* no envoltório de contenção, mantendo a selagem das BRRs.

O sistema de desligamento Automático das Bombas Centrífugas atua sob as seguintes condições:

- a) sobrecorrente;
- b) subtensão;
- c) sinal “P” *spray* da contenção, somente se a bomba estiver sendo operada da sala de controle.

Partida Manual da Bomba de Deslocamento Positivo

A partida manual da sala de controle fica bloqueada durante o seqüenciamento de injeção de segurança e *blackout*; a partida pelo painel local é permitida.

Para outros eventos, nos quais se questiona a preservação da integridade dos selos das bombas de refrigeração do reator, estão disponíveis o sistema de refrigeração de componentes e as bombas de carregamento, o que diminui a relevância quanto à PDP.

Neste evento, o operador segue o procedimento PO-A 02 (Mau funcionamento do sistema de refrigeração de componentes). Além de desligar o reator, o operador segue o ANEXO A do POA-02 (Figura 15), onde é orientado a partir a bomba de deslocamento positivo - PDP. Com a falha do SRC, a bomba centrífuga de carregamento em operação sobreviveria por 14 minutos. Teríamos em torno de 3 minutos para a introdução de água quente do SRR para os selos, o que poderia comprometer o restabelecimento do resfriamento dos selos das BRRs. Portanto, teríamos em torno de 17 minutos, a partir do início do evento, para o operador partir a PDP e podermos considerar uma ação de sucesso.



VOLUME: II	SIGLA: PO-A 02	CLASSE: S	REVISÃO: 04	FOLHA: 15
------------	----------------	-----------	-------------	-----------

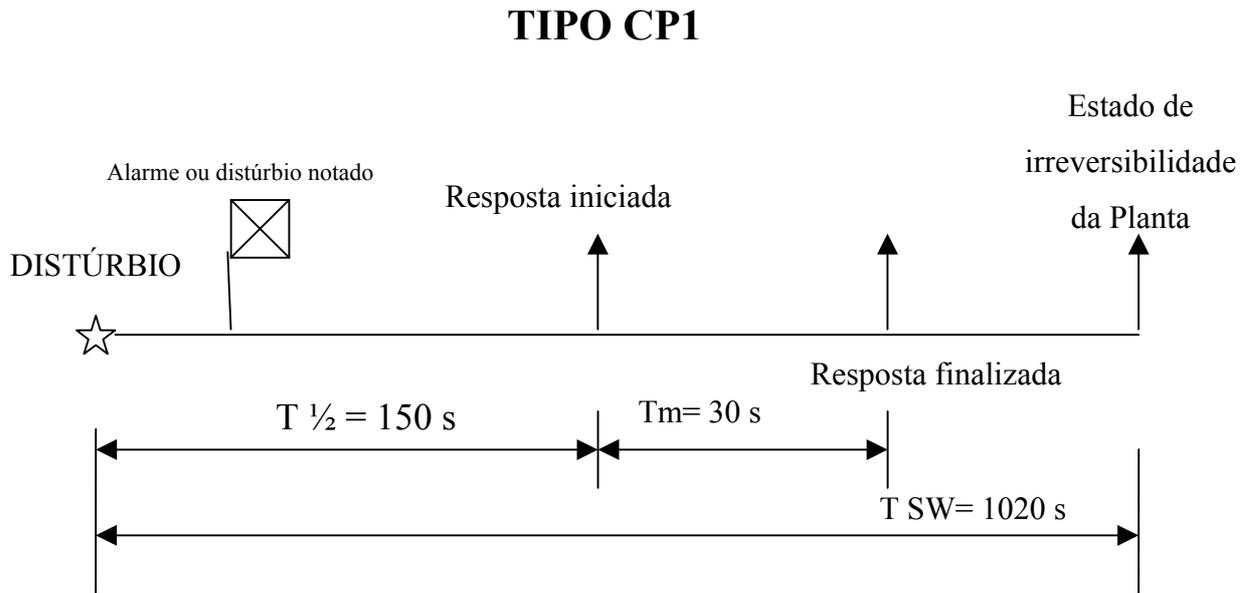
ANEXO A

Ações subsequentes em caso de perda total do SRC.

- 1- Desligue as BRRs.
- 2- Confirme desligadas todas as bombas do SRC travando sua manoplas, CASO CONTRÁRIO desligue manualmente as bombas.
- 3- Parta a PDP.
- 4- Isole o fluxo de saída e carregamento e desligue as bombas centrífugas de carregamento travando as suas manoplas.
- 5- Ajuste o fluxo de selagem para as BRRs.
- 6- Isole o retorno de selagem, fechando as válvulas 8100 ou 8112.
- 7- Pare as bombas de IS e de RCR se estiverem ligadas em teste.
- 8- Pare ou isole os equipamentos abaixo:
 - . Ventiladores de recirculação da contenção.
 - . Trocadores de amostragem do primário.
 - . Sistema de regeneração térmica de boro.
 - . Compressor de rejeito gasoso.
 - . Evaporador de rejeito e reciclagem.
 - . Recombinador catalítico.
 - . Trocador de saída de excesso.
 - . Trocador de selagem.
 - . Ventiladores dos poços de detetores nucleares.
 - . Bomba da PCU.
 - . Bombas do TDRR.
- 9- Prossiga com o procedimento em uso ENQUANTO, inicia ações de recuperação do SRC. Como por exemplo: existindo evidências de vazamento do SRC no interior do Envoltório de Contenção o fechamento das válvulas CC-575 (válvula de isolamento do suprimento do SRC para contenção) e CC-571 (válvula de isolamento do retorno do SRC da contenção) poderia dispor o restante do sistema.
- 10- Implemente o Plano de Emergência Local.

Figura 15: ANEXO A do POA-02 - Mau funcionamento do sistema de refrigeração de componentes

4.4.1 Aplicação da metodologia EPRI TR-100259, para interação da resposta esperada



T_{sw} = Intervalo de tempo total do sistema associado ao distúrbio

$T_{1/2}$ = Tempo de resposta cognitiva média da equipe

T_m = Tempo de execução da equipe

$T_w = T_{sw} - T_m \rightarrow$ Intervalo de tempo para resposta cognitiva (a ser usado com HCR/ORE)

Figura 16: Aplicação de tempos de resposta para interação humana tipo CP1

4.4.2 Preenchimento de folha de dados para cálculo de pC

1) Definição de dados

Descrição do cenário: Falha ou indisponibilidade das bombas centrífugas de carregamento, após a perda do sistema de refrigeração de componentes. Bomba PDP em manual e acionamento da sala de controle.

Descrição de interação humana: Operador falha em atuar a bomba de carregamento de deslocamento positivo, a partir da sala de controle.

Ação esperada: Partir a bomba de carregamento, a partir da sala de controle.

Procedimento e item referente à IH: PO-A 02 (Mau funcionamento do sistema de refrigeração de componentes), ANEXO A.

Intervalo de tempo disponível do sistema para a ação (Tsw): 1020 segundos

Fonte: Analista de sistema de Angra 1.

Tempo de resposta estimada da equipe (T_{1/2}): 150 segundos / Fonte: Gary Van Gilder, por simulador em Ginna.

σ estimado: 0,57 / Fonte: Base de dados ORE (Tabela 3 - Apêndice)

Tempo de manipulação estimada (Tm): 30 segundos / Fonte: analista de sistema de Angra 1

Intervalo de tempo (Tw) : $T_w = T_{sw} - T_m = 1020 - 30 = 990$ segundos

Intervalo de tempo normalizado ($T_w / T_{1/2}$): $990 / 150 = 6,6$

2) Cálculo

Usando a curva HCR/ORE para IH tipo CP1 (Figura 28 - Apêndice), teremos, para intervalo de tempo normalizado $T_w / T_{1/2} = 6,6$:

$$pC = 7 \cdot 10^{-3}$$

Ou, usando a equação (PARRY, 1992)

$$pC = 1 - \Phi [\ln (Tw / T^{1/2}) / \sigma]$$

$$pC = 1 - \Phi [\ln (990 / 150) / 0,57]$$

$$pC = 1 - \Phi [2,45]$$

Da tabela de distribuição normal padrão, $\Phi [2,45] = 0,992857$

$$pC = 1 - 0,992857 = 7,14 \cdot 10^{-3} \text{ (2)}$$

Cálculo das incertezas de pC:

$$pC (95\%) = 1 - \Phi [\ln (Tw / T^{1/2}) / \sigma], \text{ sendo } \sigma = 0,88 \text{ (Tabela 3)}$$

$$pC (95\%) = 1 - \Phi [2,01]$$

$$pC (95\%) = 1 - 0,978$$

$$pC (95\%) = 2,2 \cdot 10^{-2}$$

$$pC (5\%) = 1 - \Phi [\ln (Tw / T^{1/2}) / \sigma], \text{ sendo } \sigma = 0,26 \text{ (Tabela 3)}$$

$$pC (5\%) = 1 - \Phi [25,38]$$

$$pC (5\%) = \text{desprezível}$$

4.4.3 Preenchimento de folha de dados para cálculo de pE

Considerações gerais sobre EPRI TR-100259:

A estimação de probabilidades em função de lapsos (*slip*) pode ser analisada por exercícios de simulador, embora o Programa ORE e as análises de dados não enfatizam este aspecto da avaliação de resposta. Alguns trabalhos nesta área foram desenvolvidos. Por exemplo, o IPEM (ANDERSON & BURNS, 1988) relata uma faixa de probabilidade de 0,01 a 0,03 para erros baseados em dados em simulador coletados pelos *General Physics* (BEARE et al., 1984). PARRY (1992) orienta que a utilização destes dados para determinação de pE requer uma análise prévia, uma vez que os mesmos foram coletados numa época de pouco uso de simulador e treinamento.

Outro importante aspecto conectado a ações manipulativas é a estimação do tempo necessário para executar as ações. Isto é importante pois tem um efeito direto no intervalo de tempo disponível para diagnóstico e iniciação da resposta requerida para estimar pC.

Dados atuais e de simulador podem ser usados para estimar o tempo requerido para completar as principais ações de controle manipulativas. “Se experimentos de simulador de uma dada usina são executados como parte de análise de confiabilidade humana, então um determinado tempo para executar ações manipulativas pode e deveria ser coletado. Mais uma vez, o ORE não direciona este aspecto em qualquer detalhe significativo”. (PARRY, 1992).

4.4.4 Procedimento para cálculo de pE.

Na estimação de pE, é necessária a interação entre o analista de confiabilidade humana e o analista de sistema. O ponto de partida para análise conjunta pode ser a

árvore de falhas e a árvore de eventos correspondente. O procedimento para análise de pE segue abaixo:

- 1) Definir, detalhadamente, a interação a ser executada pela equipe de operação, com relação às ações de painel de controle como descrito nos passos do procedimento (análise de tarefas).
- 2) Desenvolver um modelo de representação para ações de multi-passos descrito no procedimento. Revisar, cuidadosamente, os passos do procedimento junto com o *layout* do painel de controle a fim de verificar a necessidade de separar as interações em subtarefas. Algumas sugestões são feitas:
 - a) Uma série de similaridades de operações de controle são executados no mesmo painel de controle por um único operador de painel, ao mesmo tempo, como descrito no procedimento, podendo ser agrupado junto a uma ação (ou seja, dependência completa).
 - b) Ações executadas de diferentes painéis de controle por um ou dois operadores de painel pode ser separado em subtarefas, que são incluídas na árvore de falhas de confiabilidade humana.
 - c) Para ações complexas, como desligamento da injeção para recirculação durante um LOCA, torna-se necessário uma análise de tarefas mais detalhada.
- 3) Incluir dentro do modelo de representação desenvolvido, eventos de falha de *hardware* (sistemas indisponíveis).
- 4) Quantificar a probabilidade de erro de evento manipulativo, representado no passo anterior. Seguir as seguintes recomendações:
 - a) Se problemas desconhecidos na identificação do painel de controle ou outros fatores humanos, utilizar estimativas baseadas em dados de *General Physics* (ou seja, 0,01 a 0,03) (BEARE et al, 1984). Uma redução destes valores por um fator

de cinco (ou seja, 0,002 a 0,006) é recomendado, devido a, por exemplo, mais treinamento, mais tempo de simulador, melhoria de painéis de controle, etc.

- b) Se é mostrado que existe identificação ou outros problemas de fatores humanos associado a certas ações de sala de controle, então altas estimativas de probabilidades por lapso podem ser usadas. Nestas situações, as estimativas podem ser calculadas através de informações obtida durante entrevistas a instrutores de treinamento. Uma visão preliminar dos dados ORE mostra que, nos casos onde existem identificações insuficientes ou pouco conhecidas, lapsos podem ocorrer. Nestes casos, altas estimativas de probabilidades por lapsos são esperadas.

4.4.5 Considerações em relação a estimativa de probabilidades pE

Após análise do procedimento acima apresentado para cálculo de pE, conclui-se que, em nosso caso, trata de uma sistemática menos consistente que o apresentado na APS de Angra 1 (MASSIÈRE, 2001). A consulta aos dados necessários não está disponível na metodologia EPRI, objeto deste estudo.

Desta forma, considera-se, para pE, os dados e valores encontrados nesta APS (MASSIÈRE, 2001).

4.4.6 Estimativa de pE

Os dados a seguir foram baseados no THERP (SWAIN & GUTTMAN, 1983).

Erro de omissão em atender o item 3 do ANEXO A (Tabela 20-7, item 1) = 1.25×10^{-3} (Valor ajustado, segundo avaliação do analista de confiabilidade humana).

Erro de comissão, atuar na manopla da PDP parte de um *layout* bem definido do SCQV (Tabela 20-12, item 4) = 1.3×10^{-3} (Valor ajustado, segundo avaliação do analista de confiabilidade humana).

O item 5 serve de recuperação do item 3, assumido ser de média dependência, por estar na mesma página.

$$pE = 2.6 \times 10^{-3} \times (1 + 6 \times 2.6 \times 10^{-3})/7$$

$$pE = 0,38 \times 10^{-3}$$

4.4.7 Probabilidade de Erro Humano - HEP

$$HEP = pC + pE + (pC * pE), \text{ sendo } pC (2) = 7,14 \times 10^{-3} .$$

Teremos:

$$HEP = 7,14 \times 10^{-3} + 0,38 \times 10^{-3} + (7,14 \times 10^{-3} \times 0,38 \times 10^{-3})$$

$$HEP = 7,52 \times 10^{-3}$$

4.4.8 Avaliação entre valores encontrados na APS nível 1 (MASSIERE, 2001) e a metodologia EPRI TR-100259 (PARRY,1992)

Em função da metodologia aqui aplicada fornecer dados apenas para cálculo de pC, somente este será avaliado.

$$\text{APS nível 1 (MASSIERE, 2001)} \rightarrow pC = 4,4 \times 10^{-3} \text{ (modelo HCR)}$$

$$\text{EPRI TR-100259} \rightarrow pC = 7,14 \times 10^{-3}$$

Podemos concluir, neste caso, para cálculo de pC, que a metodologia EPRI TR-100259 apresentou valores mais conservativos que no modelo HCR. Por basear-se em dados de simulador, considera-se esse valor mais realístico.

Sugere-se, aqui, uma avaliação da equipe de operação de Angra 1, com a coleta de dados em ocasião de renovação de licença e primeira licença, a fim de criar-se uma base de dados para nossa usina.

4.5 FALHA EM IDENTIFICAR E ISOLAR O GERADOR DE VAPOR NO EVENTO DE RUPTURA DE TUBO DO GERADOR DE VAPOR (RTGV)

Operador falha em identificar e isolar o gerador de vapor rupturado, no evento de ruptura de tubo de gerador de vapor (RTGV). Para propósitos de APS, é considerada uma ruptura de tubo de gerador de vapor significativa. Não deve haver maiores dificuldades para a sala de controle em diagnosticar qual gerador de vapor está rompido.

Estima-se um tempo de 10 minutos para a realização desta tarefa, de um tempo total de 30 minutos disponível para identificar e isolar o gerador de vapor rompido, e equalizar as pressões do SRR com o gerador de vapor rompido, conforme o RFAS. Pela análise apresentada no RFAS, assume-se que em 30 minutos, sem intervenção do operador, o gerador de vapor rompido encheria totalmente, provocando a abertura da válvula de alívio.

Em verificação com as equipes de sala de controle, este evento é muito exercitado no Simulador, e os operadores trabalham com a hipótese de realizar toda a tarefa em 20 minutos, assumindo-se 10 minutos para isolar o gerador de vapor e 10 minutos para resfriar e despressurizar o SRR. É, portanto, assumido que o operador tem 10 minutos para diagnosticar uma ruptura de tubo em gerador de vapor.

O procedimento PO-E 0, no item 22, pede ao operador para verificar se houve RTGV, e, neste caso, encaminhar-se para o PO-E 3 (Ruptura de tubo de gerador de vapor). Identificar e isolar o gerador de vapor rompido é uma tarefa exaustivamente

treinada pelos operadores. Por exemplo, no caso da RTGV tratada em APS, o operador pára imediatamente o fluxo de água de alimentação.

Passos críticos do PO-E3

2 - Identifique o gerador de vapor rompido

3 - Isole o gerador de vapor rompido

4b - Pare o fluxo de alimentação para o gerador de vapor rompido

Manual de Operação da Usina MOU PROCEDIMENTOS DE OPERAÇÃO DA USINA				
DGA.N				CÓPIA CONTROLADA N_:
VOLUME: II	SIGLA: PO-E 0	CLASSE: S	Revisão: 01	Folha 11 de 18
Título: DESARME DO REATOR OU INJEÇÃO DE SEGURANÇA.				
ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA		
22	Verifique Que Não Ocorreu Ruptura de Tubo nos GVs: <ul style="list-style-type: none"> . Leitura do R-15 - NORMAL. . Leitura do R-19 - NORMAL. . Correlação entre o fluxo de vapor/fluxo de alimentação e o nível na faixa estreita dos GVs, antes e após o desarme - NORMAL. 	Passe para o procedimento PO-E 3, RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR, Item 1.		
23	Verifique Se as BRRs Devem Ser Paradas: <ul style="list-style-type: none"> a. Bomba de IS - PELO MENOS UMA OPERANDO. b. Pressão do SRR - MENOR QUE 95 KG/CM² (116 KG/CM² PARA CONDIÇÕES ADVERSAS NA CONTENÇÃO). c. Pare ambas as BRRs. 	<ul style="list-style-type: none"> a. Passe para o Item 24. b. Passe para o Item 24. 		

Figura 17: PO-E 0 – Desarme do reator ou injeção de segurança

DGA.N

VOLUME: II | SIGLA: PO-E | CLASSE: S | Revisão: 01 | Folha: 02

Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

NOTA

- . A Folha de Critérios da série E-3 deve ser aberta.
- . Durante a implementação deste procedimento deverá haver disponibilidade de pessoal para inspeção radiológica e para amostragem.

1 Verifique Se as BRRs Devem Ser Paradas:

- | | |
|--|-------------------------|
| a. Bomba de IS - PELO MENOS UMA OPERANDO. | a. Passe para o Item 2. |
| b. Pressão do SRR - MENOR QUE 95 KG/CM ² (116 KG/CM ² PARA CONDIÇÕES ADVERSAS NA CONTENÇÃO). | b. Passe para o Item 2. |
| c. Pare ambas as BRRs. | |

Figura 18: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 1

DGA.N

VOLUME: II	SIGLA: PO-E	CLASSE: S	Revisão: 06	Folha: 03
------------	-------------	-----------	-------------	-----------

Titulo: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

- | | | |
|---|--|--|
| 2 | <p>Identifique o(s) GV(s) Rompido(s) por:</p> <ul style="list-style-type: none"> . Aumento inesperado de nível na faixa estreita de qualquer GV. <p style="text-align: center;"><u>OU</u></p> . Alta radiação nas linhas de vapor principal. <p style="text-align: center;"><u>OU</u></p> . Pela resposta do R-19 ao alinharmos localmente as linhas de amostragem dos GVs, uma de cada vez. <p style="text-align: center;"><u>OU</u></p> . Pela análise radioquímica das amostras dos GVs. | <p>Faça o seguinte:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) Coloque em serviço o filtro de carvão ativado na descarga das bombas de vácuo do condensador, conforme PO-S 31. 2) Continue com os Itens 5 até 13. <u>QUANDO</u> o GV rompido for identificado, <u>ENTÃO</u> execute os Itens 3 e 4. |
|---|--|--|

Figura 19: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 2

DGA.N

VOLUME: II | SIGLA: PO-E 3 | CLASSE: S | Revisão: 00 | Folha: 04

Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

ATENÇÃO

- . Se a AF-2 for a única fonte de alimentação para os GVs, o suprimento de vapor vindo de pelo menos um GV deve ser mantido para a mesma.
- . Se ambos os GVs estão apresentando indicações de ruptura de tubo, deve-se usar o GV com o menor nível para o resfriamento do SRR. A linha de vapor principal deste GV não deve ser isolada.

3 Isole o GV Rompido:

a. Ajuste o set de abertura da válvula de alívio do GV rompido em 80 KG/CM².

b. Verifique fechada a válvula de alívio do GV rompido.

b. QUANDO a pressão do GV rompido estiver menor que 80 KG/CM², ENTÃO confirme a válvula de alívio deste GV fechada. SE esta NÃO estiver fechada, coloque a sua estação em MANUAL E feche-a. SE a mesma ainda NÃO fechar, falhe-a fechada OU feche a respectiva válvula de isolamento manual.

- continua -

Figura 20: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 3

Manual de Operação da Usina MOU PROCEDIMENTOS DE OPERAÇÃO DA USINA				
DGA.N				
VOLUME: II	SIGLA: PO-E 3	CLASSE: S	Revisão: 00	Folha: 05
Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.				
ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA		
c.	Feche a válvula manual de suprimento de vapor do GV rompido para a AF-2.	c. Estando a AF-1A ou a AF-1B operando E alinhada para suprir o GV intacto, <u>ENTÃO</u> feche a HV-4531.		
d.	Confirme fechadas as válvulas de isolamento da purga do GV rompido.	d. Feche-as manualmente.		
e.	Feche a válvula de isolamento e sua bypass da linha de vapor principal do GV rompido.	e. Faça o seguinte: <ol style="list-style-type: none"> 1) Feche a válvula de isolamento e sua bypass da linha de vapor principal do GV intacto. 2) Use a válvula de alívio do GV intacto para controle da temperatura do SRR. 3) <u>SE</u> o GV rompido <u>NÃO</u> puder ser isolado do GV intacto, <u>ENTÃO</u> passe para o PO-ECA 3.1, RTGV COM PERDA DE REFRIGERANTE DO REATOR - RECUPERAÇÃO SUBRESFRIADA, Item 1. 		
f.	Feche ou confirme fechadas a válvula FW-178 e sua bypass.			
g.	Coloque em serviço o filtro de carvão ativado na descarga das bombas de vácuo do condensador, conforme PO-S 31.			

Figura 21: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 4

Manual de Operação da Usina MOU
PROCEDIMENTOS DE OPERAÇÃO DA USINA

DGA.N

VOLUME: II	SIGLA: PO-E 3	CLASSE: S	Revisão: 00
Folha: 05			

Titulo: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA

ATENÇÃO

Se algum GV rompido estiver falho, o fluxo de alimentação para este GV deve permanecer isolado durante subsequentes ações de recuperação, a menos que seja necessário para resfriamento do SRR.

4 **Verifique o Nível do GV Rompido:**

<p>a. Nível na faixa estreita - MAIOR QUE 4% (21% PARA CONDIÇÕES ADVERSAS NA CONTENÇÃO).</p> <p>b. Pare o fluxo de alimentação para o GV rompido.</p>	<p>a. Mantenha o fluxo de alimentação para o GV rompido até que o nível na faixa estreita esteja acima de 4% (21% para condições adversas na contenção). Continue com o Item 5. QUANDO o nível do GV rompido estiver acima de 4% (21% para condições adversas na contenção), ENTÃO pare o fluxo de alimentação para o mesmo.</p>
---	--

Figura 22: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 5

DGA.N

VOLUME: II	SIGLA: PO-E 3	CLASSE: S	Revisão: 00	Folha: 07
------------	---------------	-----------	-------------	-----------

Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

ATENÇÃO

Se qualquer válvula de alívio do PZR abrir devido a alta pressão, o Item 5b deve ser repetido quando a pressão do PZR cair abaixo de 164 KG/CM².

5 Verifique as Válvulas de Alívio/Válvulas de Bloqueio do PZR:

- | | |
|--|--|
| <p>a. Suprimento elétrico para as válvulas de bloqueio - DISPONÍVEL.</p> | <p>a. Feche os disjuntores correspondentes.</p> |
| <p>b. Válvulas de alívio - FECHADAS.</p> | <p>b. <u>SE</u> a pressão do PZR estiver abaixo de 164 KG/CM², <u>ENTÃO</u> feche manualmente as válvulas de alívio. <u>SE</u> qualquer uma destas válvulas não puder ser fechada, <u>ENTÃO</u> confirme o fechamento <u>OU</u> feche manualmente a válvula de bloqueio correspondente. <u>SE</u> a válvula de bloqueio não puder ser fechada, <u>ENTÃO</u> passe para o PO-ECA 3.1, RTGV COM PERDA DE REFRIGERANTE DO REATOR - RECUPERAÇÃO SUBRESFRIADA, Item 1.</p> |
| <p>c. Válvulas de bloqueio - PELO MENOS UMA ABERTA.</p> | <p>c. Abra uma válvula de bloqueio, a menos que ela tenha sido fechada para isolar uma válvula de alívio falhada aberta <u>OU</u> dando passagem.</p> |

Figura 23: PO-E 3- Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 6

Manual de Operação da Usina MOU
PROCEDIMENTOS DE OPERAÇÃO DA USINA

DGA.N

VOLUME: II	SIGLA: PO-E 3	CLASSE: S	Revisão: 00	Folha: 08
------------	---------------	-----------	-------------	-----------

Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
6	<p>Verifique Se as Pressões dos GVs Estão Normais:</p> <p>a. Não existe nenhum GV com a pressão caindo de maneira descontrolada OU completamente despressurizado.</p>	<p>a. Desde que o mesmo <u>NÃO</u> seja necessário para o resfriamento do SRR, confirme-o isolado:</p> <ul style="list-style-type: none"> . Linha de vapor isolada. . Linhas de água de alimentação isoladas. <p><u>CASO CONTRÁRIO</u>, passe para o PO-E 2, ISOLAMENTO DE GERADOR DE VAPOR FALHO, Item 1.</p>

Figura 24: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 7

DGA.N

VOLUME: II	SIGLA: PO-E 3	CLASSE: S	Revisão: 00	Folha: 08
------------	---------------	-----------	-------------	-----------

Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

ATENÇÃO

- Se o nível do TAAA cair abaixo de 10%, alinhe o Sistema de Proteção contra Incêndio para a sucção das bombas de AAA, abrindo as válvulas AF-107, AF-142 e AF-146.

7 Verifique o Nível do GV Intacto:

- | | |
|--|---|
| <p>a. Nível na faixa estreita - MAIOR QUE 4% (21% PARA CONDIÇÕES ADVERSAS NA CONTENÇÃO).</p> | <p>a. Mantenha um fluxo total de alimentação acima de 1040 LPM até que o nível na faixa estreita do GV intacto esteja acima de 4% (21% para condições adversas na contenção).</p> |
| <p>b. Controle o fluxo de alimentação para o GV intacto de maneira a manter o nível na faixa estreita entre 4% (21% para condições adverdás na contenção) e 50%.</p> | <p>b. SE o nível na faixa estreita do GV intacto continuar subindo de maneira descontrolada, ENTÃO retorne ao Item 1 deste procedimento.</p> |

Figura 25: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 8

DGA.N

VOLUME: II | SIGLA: PO-E 3 | CLASSE: S | Revisão: 01 | Folha: 10

Título: RUPTURA NOS TUBOS DOS GERADORES DE VAPOR.

ITEM	AÇÃO/RESPOSTA ESPERADA	RESPOSTA NÃO OBTIDA
------	------------------------	---------------------

ATENÇÃO

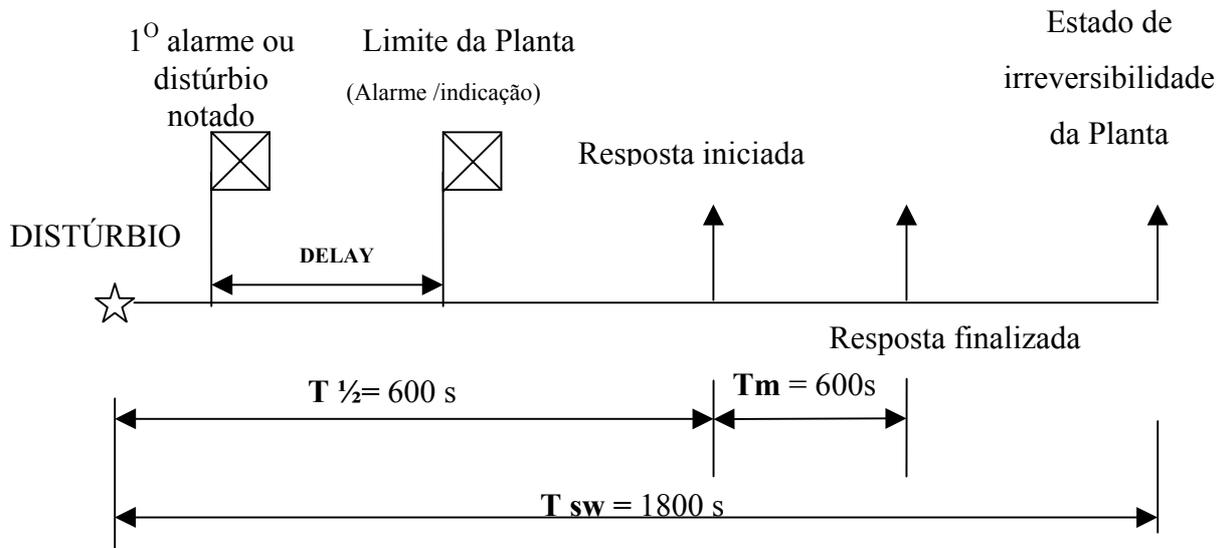
Se a potência elétrica externa for perdida após o rearme do sinal de IS, os sequenciadores de injeção de segurança não serão atuados novamente, devendo os equipamentos que estavam operando e que são acionados através dos mesmos, serem verificados em operação ou religados manualmente.

- 8 Rearme o Sinal de Injeção de Segurança.
- 9 Rearme os Sequenciadores de Injeção de Segurança.
- 10 Rearme os Sinais de Isolação da Contenção Fase A e Fase B.
- 11 Estabeleça Ar de Instrumentos Para a Contenção:
 - . Abra a válvula HV-1753
 - Parta pelo menos um compressor e estabeleça ar de instrumentos para a contenção.

Figura 26: PO-E 3– Ruptura nos tubos dos geradores de vapor - folha 9

4.5.1 Aplicação da metodologia EPRI TR-100259, para interação de resposta esperada

TIPO CP2



T_{sw} = Janela de tempo total do sistema associada com o distúrbio

$T_{1/2}$ = Tempo de resposta cognitiva média da Equipe

T_m = Tempo de execução da Equipe

$T_w = T_{sw} - T_m \rightarrow$ Intervalo de tempo para resposta cognitiva (a ser usado com HCR/ORE)

Figura 27 –Aplicação de tempos de respostas para interação humana tipo CP 2

4.5.2 Preenchimento de Folha de Dados para cálculo de pC

1) Definição de Dados

Descrição do Cenário: Ruptura significativa do gerador de vapor.

Descrição de Interação Humana: Operador falha em identificar e isolar o gerador de vapor rupturado, no evento RTGV.

Ação esperada: Identificar e isolar o gerador de vapor rupturado.

Procedimento e item referente à IH: PO-E 0 e PO –E 3

Intervalo de tempo disponível do sistema para a ação (Tsw): 1800 segundos

Fonte: Analista de Sistema de Angra 1.

Tempo de resposta estimada da equipe (T^{1/2}): 600 segundos / Fonte: Dados de exercícios de simulador com Equipe de Operação de Angra 1.

σ estimado: 0,38 / Fonte: Base de dados ORE (Tabela 3 - Apêndice)

Tempo de manipulação estimada (Tm): 600 segundos / Fonte: analista de sistema de Angra 1

Intervalo de tempo (Tw) : Tw = Tsw – Tm = 1800 – 600 = 1200 segundos

Intervalo de tempo normalizado (Tw / T^{1/2}): 1200 / 600 = 2

2) Cálculo

Usando a curva HCR/ORE para interações humanas do tipo CP2 (Figura 28 - Apêndice), teremos, para intervalo de tempo normalizado Tw / T^{1/2} = 2:

$$pC = 3 \cdot 10^{-2}$$

Ou, usando a equação (PARRY, 1992)

$$pC = 1 - \Phi [\ln (Tw / T^{1/2}) / \sigma]$$

$$pC = 1 - \Phi [\ln ((1800 / 600) / 0,38)]$$

$$pC = 1 - \Phi [1,661]$$

Da tabela de distribuição normal padrão, $\Phi [1,661] = 0,951543$

$$pC = 1 - 0,951543 = 4,84 \cdot 10^{-2} \text{ (2)}$$

Cálculo das incertezas de pC:

$$pC (95\%) = 1 - \Phi [\ln (Tw / T^{1/2}) / \sigma], \text{ sendo } \sigma = 0,69 \text{ (Tabela 3)}$$

$$pC (95\%) = 1 - \Phi [1,064]$$

$$pC (95\%) = 1 - 0,855428$$

$$pC (95\%) = 14,4 \cdot 10^{-2}$$

$$pC (5\%) = 1 - \Phi [\ln (Tw / T^{1/2}) / \sigma], \text{ sendo } \sigma = 0,07 \text{ (Tabela 3)}$$

$$pC (5\%) = 1 - \Phi [3,35]$$

$$pC (5\%) = 1 - 0,999596$$

$$pC (5\%) = 0,4 \cdot 10^{-3}$$

4.5.3 Estimativa de pE

Considera-se (MASSIÈRE, 2001) para valores de pE, as considerações abaixo.

A hipótese de erro de omissão é eliminada, pois se o operador não considerar o item 2 do procedimento (identificar o gerador de vapor rompido), o mesmo seria recuperado pela necessidade de se isolar o gerador de vapor rompido no item 3.

Como esses itens estão em páginas separadas no procedimento, é improvável que ambos sejam omitidos.

Erro de comissão no item 3a (Tabela 20-12, item 3) = 1.25×10^{-3}

Erro de comissão no item 3c: ação local em fechar válvula manual (Tabela 20-12, item 3) = 1.25×10^{-3}

Erro de comissão no item 3e: fechar a válvula de isolamento de vapor (Tabela 20-12, item 3) = $1,25 \times 10^{-3}$

Erro de comissão no item 4b: isolar fluxo de alimentação (Tabela 20-12, item 3) = $1,25 \times 10^{-3}$

O item 7 do procedimento pede para verificar o nível do gerador de vapor intacto, e é assumido como recuperação independente do item 4b. Notar também que isolar o fluxo de alimentação para o gerador de vapor rompido é uma ação imediata do operador, para o tipo de ruptura analisada, e neste caso, pode-se admitir uma recuperação independente da ação imediata do operador como sendo o próprio item 4b.

OBS.: Os valores acima referenciados foram alterados, em função do julgamento do analista de confiabilidade humana. As tabelas referenciadas acima fazem parte da metodologia THERP, utilizada na APS de Angra 1.

$$pE = 3 \times 1.25 \times 10^{-3} + 1.25 \times 10^{-3} \times 1.25 \times 10^{-3}$$

$$pE = 3.75 \times 10^{-3}$$

4.5.4 Probabilidade de Erro Humano – HEP

$$\text{HEP} = pC + pE + (pC * pE), \text{ sendo } pC (2) = 4,84 \cdot 10^{-2}.$$

Teremos:

$$\text{HEP} = 4,84 \cdot 10^{-2} + 3,75 \times 10^{-3} + (4,84 \cdot 10^{-2} * 3,75 \times 10^{-3})$$

$$\text{HEP} = 0,052$$

4.5.5 Avaliação entre valores encontrados na APS nível 1 (MASSIERE, 2001) e a metodologia EPRI TR-100259 (PARRY,1992)

Em função da metodologia aqui aplicada fornecer dados apenas para cálculo de pC, somente este será avaliado.

APS nível 1 (MASSIERE, 2001) → pC = $2,4 \times 10^{-2}$ (modelo ASEP)

EPRI TR-100259 → pC = $4,84 \times 10^{-2}$

Podemos concluir, neste caso, para cálculo de pC, que a Metodologia EPRI TR-100259 apresentou valores mais conservativos que no modelo ASEP, porém muito aproximado.

Neste caso, foram contabilizados tempos de resposta em função de dados de simulador coletados na Equipe de Operação da usina de Angra 1.

Sugere-se uma avaliação suplementar baseada em causa (árvore de decisão), que permite verificar a validação da extrapolação de curvas HCR/ORE.

5. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

Os valores aqui calculados apresentam uma sistemática baseada em dados de simulador (pC).

Sugere-se que dados de simulador sejam levantados para a usina de Angra 1. Como a Eletronuclear não possui simulador para usina de 2 *loops*, estes dados podem ser coletados por ocasião da renovação de licença dos operadores de sala de controle, em simulador externo, podendo a prática de coleta de dados ser uma constante para todas as equipes, tanto em relação à renovação de licença, quanto à primeira licença de operação.

Com relação aos dados aqui utilizados, levantados pelos analistas de confiabilidade humana, vale ressaltar que a sala de controle de Angra 1 foi otimizada, ergonomicamente. Portanto, recomenda-se uma reavaliação, até da metodologia usada em (MASSIÈRE, 2001), em função da nova disposição da sala de controle.

Conclui-se que a metodologia do EPRI foi efetiva para a quantificação de probabilidade relativa à fase cognitiva, ou seja, pC. Em relação ao cálculo da probabilidade relativa à fase executiva (pE), a metodologia não apresentou bases para a quantificação da mesma.

Vale ressaltar, em relação a metodologia estudada e outros métodos, a análise de alguns especialistas.

SWAIN(1990) baseando-se na pesquisa de quinze metodologias de análise de confiabilidade humana, verificou que há insuficiências, resumidamente descritas abaixo:

- Escassez de dados de desempenho humano.

- Devido a falta de cenários reais ou de simulador em sistemas complexos, modelos *stop-gap* (por exemplo, confiabilidade x tempo) e/ou o julgamento de especialistas são usados como base para as estimativas de erro humano.
- Métodos de julgamento de especialistas (por exemplo, métodos formais para escalonamento psicológico de variáveis de desempenho humano) não têm demonstrado consistência entre especialistas, muito menos exatidão nas predições. Todas as áreas necessitam de calibração em simulador.
- A calibração de dados de desempenho humano em simulador não tem sido seriamente considerada. O simulador é um método prático para a coleta de dados de erros humanos que possuem pequenas probabilidades ($1E^{-4}$) e frequências de ocorrer. “E o simulador não é o mundo real” (SWAIN, 1990).
- Profundidade de exatidão em ACH para predições, em relação à realidade, é quase inexistente.
- Alguns métodos baseiam-se em suposições questionáveis sobre o comportamento humano e/ou modelos sem rastreamento.
- Alguns fatores de forma de desempenho (PSFs), como métodos administrativos, fatores organizacionais e diferentes culturas não são considerados nem mesmo nos melhores e mais analíticos métodos de ACH.

Para compensar essas insuficiências, altas estimativas de HEP e grandes incertezas de contorno são utilizadas

FUJITA (1992) cita que:

“A metodologia EPRI TR-100259 intencionou validar HCR, baseado na coleta de dados provenientes de simuladores, onde foram tratadas mais detalhadamente as subtarefas individuais; os tópicos principais do estudo incluem igualmente desempenho

e carga de trabalho. Os tempos necessários para completar uma tarefa e exatidão foram usados como medições de desempenho (FUJITA 1992)”.

FUJITA (1992) informa que uma suave linha diferente de estudos foi desenvolvida desde então, tendo como interesse principal o melhor entendimento do processo cognitivo, denominada inteligência artificial (IA). A partir da inteligência artificial, houve a motivação para desenvolver o simulador de operador humano (*human operator simulator* - HOS) .

Finalizando esta tese, reescrevo a citação de FUJITA (1992).

“A análise de confiabilidade humana é como o Centauro, em que somente a metade é humana”.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ANDERSON, V.M. & BURNS, E.T., 1988, “*Human Error Probability Models in the BWR Individual Plant Evaluation Methodology*”, IEE Fourth Conference on Human Factors and Power Plants, EUA.
- ARQUER, M. I. de, 2005, “*Fiabilidad Humana: Métodos*”, NTP 377, Ministerio de Trabajo y Asuntos Sociales, Espanha.
- BEARE A. et al., 1984, “*A Simulator-Based Study of Human Errors in Nuclear Power Plants Control-Room Tasks*”, NUREG/CR-3309, EUA.
- KIRWAN, B., 1992 “*Human Error Identificacion In Human Reliability Assessment*”, *Applied Ergonomics*, vol.23, UK.
- FONSECA, R. A., 2004, “*Estudo da Análise da Confiabilidade Humana em um Sistema Operacional de uma Planta Nuclear tipo PWR*”, COPPE, UFRJ, Brasil.
- FUJITA, Y., 1992 “*Human Reliability Analysis: a Human Point of View*” *Reliability Engineering and System Safety*, n.38, pp71-79.
- HANNAMAN G., SPURGIN A. & LUKIC Y., 1984 “*Human Cognitive Reliability Model for Analysis*” EPRI NUS-4531, EUA.
- IAEA TECDOC-592, 1991, “*Case Study on the Use of PSA Methods*”, International Atomic Energy Agency, Áustria.
- MASSIÈRE, L. E., 2001, “*Análise Probabilística de Segurança de Angra 1 – Seção 4.1 – Análise de Confiabilidade Humana*”- Rev.0, Brasil.
- MONTGOMERY,D.C. & RUNGER, G.C., 2003, “*Applied Statistics and Probability for Engineers*”, 3ª Edição, EUA.
- ONUSIC JUNIOR, J., 1997, “*Análise Probabilística de Segurança de Angra 1 – Estudo Piloto*”, Brasil.

PARRY, G. W. , 1992 “*An Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistics Risk Assessment*”, EPRI TR-100259, EUA.

PEREIRA, Y.Á.N.B., 1997, “*Sistemas Básicos de Usinas Nucleares*”,
Módulo I, CQV, Brasil.

SPURGIN, A.J.& MOIENI, P., 1989 “*A Human Reliability Analisis Approach Using Measurements for Individual Plant Examination*”, EPRI NP-6560-L, EUA.

SPURGIN, A.J. et al, 1990 “*Operator Reliability Experiments using Power Palnt Simulators*”, EPRI NP-6937, EUA.

SWAIN, A. D. & GUTTMAN, H. E., 1983 “*Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications*”, NUREG/CR-1278, EUA.

SWAIN, A D., 1987 “*Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure*”, NUREG/CR-4772, EUA.

SWAIN, A D., 1990 “*Human Reliability Analysis: Need, Status Trends and Limitations*” *Reliability Engineering and System Safety*, n.29, pp301-313.

WAKEFIELD D.J. et al., 1990 “*A Revised Systematic Human Action Reliability Procedure*”, EPRI NP-7183-SL, EUA.

APÊNDICE 1

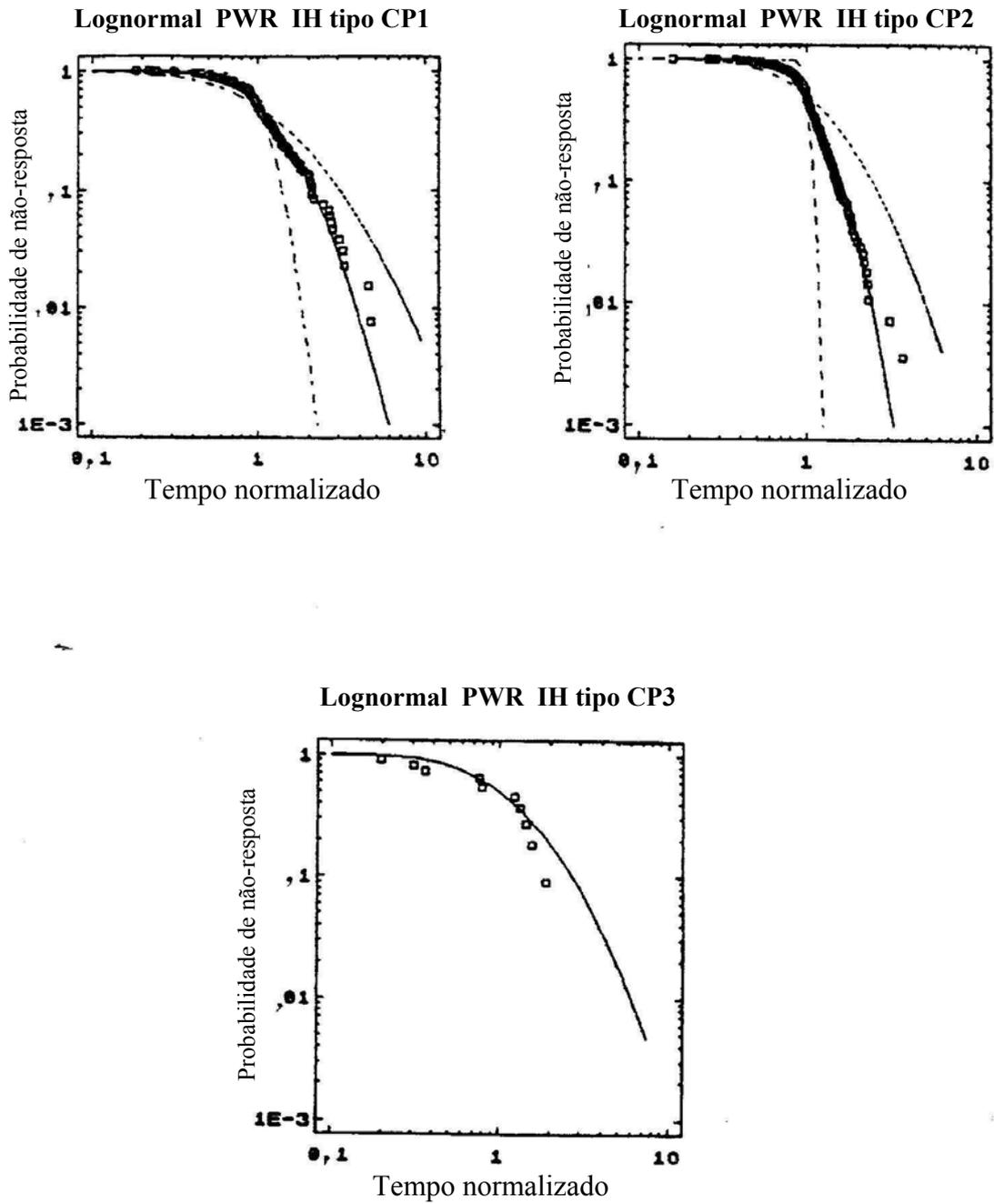


Figura 28: Curvas HCR/ORE para CP1,CP2 e CP3, baseada em IH de usinas tipo PWR (SPURGIN at al., 1990)

APÊNDICE 2

Tabela 3: Estimativa de σ médios com limites superior e inferior, associado às categorias de interações humanas tipo CP1, CP2 e CP3

Planta tipo	IH	Média de σ	Limite Superior	Limite Inferior
PWR	CP1	0,57	0,88	0,26
	CP2	0,38	0,69	0,07
	CP3	0,77	Obs	Obs

Obs: Valor desconsiderado; somente a interação humana em uma equipe

Limite superior de $\sigma =$ médio de $\sigma + 1,64 * (\text{desvio padrão da amostragem de } \sigma) = 95\%$

Limite inferior de $\sigma =$ médio de $\sigma - 1,64 * (\text{desvio padrão da amostragem de } \sigma) = 5\%$