UMA REVISÃO CRÍTICA DO EMPREGO DE BANCOS DE DADOS DE FALHAS EM ANÁLISES PROBABILÍSTICAS DE SEGURANÇA DE PLANTAS NUCLEARES E QUÍMICAS

Elizabeth do Nascimento Carvalho

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

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2007

CARVALHO, ELIZABETH DO NASCIMENTO

Uma Revisão Crítica do Emprego de Bancos de Dados de Falhas em Análises Probabilísticas de Segurança de Plantas Industriais [Rio de Janeiro] 2007

XVIII, 106 p. 29,7cm (COPPE/UFRJ, M.Sc., Engenharia Nuclear, 2007)

Dissertação - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Bancos de Dados de Confiabilidade

2. Análise Probabilística de Segurança

3. Análise Quantitativa de Riscos

4. Plantas Nucleares

5. ARAMIS

6, Diretriz de Seveso I

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

Dedico este trabalho a minha família, ao meu filho Lucas e ao meu marido Luís Carlos por terem me ajudado continuar nesta caminhada, muitas vezes árdua e pelo seu amor e compreensão na concretização de um sonho.

AGRADECIMENTOS

À Deus por iluminar o meu caminho, dando-me força e perseverança e porque sem ele nada é possível;

Ao Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo cuja atenção, apoio, paciência, orientação e incentivo me ajudaram a atravessar os momentos de dificuldade;

Ao Dr. Pedro Saldanha pela disponibilidade, presteza no auxílio, disponibilidade de documentos utilizados no desenvolvimento deste trabalho e também por ter aceitado fazer parte da banca examinadora;

Ao Prof. Antonio Carlos Marques Alvim por ter aceitado fazer parte da banca examinadora,

À Tânia, Jô e ao Reginaldo pela boa vontade, carinho e empenho na rápida solução dos nossos problemas acadêmicos;

Aos demais professores e funcionários do Programa de Engenharia Nuclear que também colaboraram de uma forma direta ou indireta para que eu alcançasse este objetivo;

A toda a minha família, por acreditar em mim e me ajudar a chegar até aqui;

Aos amigos da EIDOS do Brasil pela compreensão nos momentos em que minha ausência se fez necessária;

Aos amigos do PEN Flavia Vieira, Daniel Fevereiro, Gisélia Ouriques, Ioná Maghaly, Vivian Borges, Wagner Soares e pelas horas de estudo e amizade dedicadas;

Aos meus pais, cujo amor, incentivo e presença constante foram fundamentais e aos meus irmãos pelo carinho e pelas palavras de apoio;

Ao meu filho Lucas que soube compreender os momentos de ausência das brincadeiras, cinemas e fins de semana e que sempre me incentivou;

E, principalmente, ao meu marido Luís Carlos pela dedicação, companheirismo, apoio, paciência e incentivo em todos os momentos.

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

UMA REVISÃO CRÍTICA DO EMPREGO DE BANCOS DE DADOS DE FALHAS EM ANÁLISES PROBABILÍSTICAS DE SEGURANÇA DE PLANTAS NUCLEARES E QUÌMICAS

Elizabeth do Nascimento Carvalho

Março/2007

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

O objetivo desta dissertação é desenvolver uma análise crítica da utilização de bancos de dados de confiabilidade em análises probabilísticas de segurança de plantas nucleares e químicas. O trabalho inicia com o levantamento dos bancos de dados de confiabilidade, suas origens e evolução até os dias atuais. É apresentado o histórico das metodologias de Análise Probabilística de Segurança-APS e Análise Quantitativa de Riscos–AQR identificando-se os bancos de dados mais relevantes em ambas as áreas nuclear e industrial e suas especificidades. È também desenvolvida uma avaliação do cenário atual quanto ao uso dos bancos de dados de confiabilidade e as iniciativas de organizações nacionais e internacionais e de empresas públicas e privadas quanto ao desenvolvimento de bancos de dados próprios ou específicos. Como resultado da pesquisa realizada, o estudo aponta as necessidades identificadas, sugestões para que estas sejam superadas e identifica os principais interessados nestes aprimoramentos. Foram também destacados aspectos do desenvolvimento e da utilização de bancos de dados de confiabilidade das próprias empresas (específicos), incluindo-se os relacionados à sua utilização em estudos de AQRs e tomadas de decisão quanto a alocação apropriada de recursos visando a segurança da planta.

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

A CRITICAL REVIEW OF THE USE OF RELIABILITY DATA BANKS IN PROBABILISTIC SAFETY ANALYSIS OF NUCLEAR AND CHEMICAL PLANTS

Elizabeth do Nascimento Carvalho

March/2007

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This thesis aims the development of a critical analysis in the use of reliability databases in Probabilistic Safety Analysis – PSA for nuclear power and chemical process plants. The study initiates with the survey on the reliability databases, their origins and evolution until the current days. It presents the history of the Probabilistic and Safety Analysis-PSA and Quantitative Risk Analysis–QRA methodologies, identifying the most relevant ones in both nuclear and industrial areas and their specificities. It is also evaluated the current use of the reliability databanks and the national and international organizations and public and private companies' initiatives concerning the development of their own proper or specific database. As a result of the research carried through, the study identifies the necessities, presents suggestions to get over them, identifying the main interested ones in these improvements. The aspects concerning the development and use of their own proper reliability data bank have been highlighted, including its use in QRA studies and decision-making processes in the appropriate allocation of resources aiming the safety of the plant.

ÍNDICE

Página

Capítulo 1 – Introdução..... 1
1.1 Apresentação..... 1
1.2 Objetivo..... 2
1.3 Estrutura do Trabalho..... 3

Capítulo 2 - Bancos de Dados de Falhas..... 4
2.1 Introdução..... 4
2.2 Histórico..... 4
2.3 Primeiras Fontes de Dados de Taxas de Falhas..... 5
2.3.1- Primeira Geração de Fontes de Dados de Falhas..... 6
2.3.2- Segunda Geração - Dados de Confiabilidade..... 8
2.3.2- Terceira Geração..... 9
2.4 Taxas de Falhas, Física da Falha e Dados Genéricos..... 10
2.4.1- Taxas de Falhas..... 10
2.4.2- Física da Falha e Dados Genéricos..... 11
2.5 Tipos de Dados de Confiabilidade..... 11
2.6 Fontes de Dados de Confiabilidade..... 13
2.6.1- Bases de Dados de Equipamentos..... 13
2.6.2- Bases de Dados de Falhas..... 15
2.6.3- Manuais de Referência..... 17
2.7 Considerações..... 21

Capítulo 3 - Análise Probabilística de Segurança - APS..... 25
3.1 Introdução..... 25
3.2 Histórico..... 25
3.3 WASH – 1400 (Reactor Safety Study – RSS)..... 27
3.4 Evolução das APSs..... 28
3.5 Considerações Sobre a Confiabilidade dos Sistemas nas APSs..... 34
3.6 Bancos de Dados Genéricos Utilizados nas APSs..... 35
3.7 Pontos Importantes Observados..... 37

Página

Capítulo 4 - Análise Quantitativa de Riscos - AQR..... 39
4.1 Introdução……..... 39
4.2 Histórico……..... 40
4.3 Evolução das AQRs……..... 42
4.3.1- Estudos de Canvey Island (1978 a 1981)..... 43
4.3.2- Estudo de Rijnmond (Rijnmond Study, 1982)……..... 44
4.4 Considerações Sobre a Diretriz de Seveso (Diretiva 82/501/EEC)..... 47
4.5 Projetos da União Européia: ASSURANCE e ARAMIS..... 49
4.6 Considerações sobre a Confiabilidade dos Sistemas nas AQRS..... 54
4.7 Bancos de Dados Genéricos Utilizados nas AQRs …..... 58

Capítulo 5 - Bancos de Dados: Cenário Atual e Tendências Identificadas.... 61
5.1 Introdução……..... 61
5.2 Perspectiva Futura dos Bancos de Dados nas APSs..... 63
5.3 Perspectiva Futura dos Bancos de Dados nas AQRs..... 69

Capítulo 6 - Conclusões e Sugestões..... 82
6.1 Introdução……..... 82

Referências Bibliográficas..... 88

Apêndices...... 99

Apêndice A- Exemplos de Folhas de Dados de Bancos de Dados..... 99
Apêndice B- Fichas de Dados do Purple Book - TNO..... 105
Apêndice C- Fichas de Dados do Projeto ARAMIS..... 106

ÍNDICE DE FIGURAS

Página

Figura 2.1- Estágios de Coleta e Interpretação de Dados..... 12

Figura 2.2- Exemplo de Ficha de Dados do Reliability Data Handbook..... 18

Figura 2.3- Exemplo de Ficha de Dados do IEEE Std 500..... 19

Figura 2.4- Diagrama de Obtenção de Dados Específicos..... 23

Figura 3.1- Linha do Tempo para Indústria Nuclear..... 33

Figura 3.2- Benefícios obtidos a partir de uma APS..... 34

Figura 4.1- Mudanças decorrentes de Grandes Acidentes..... 41

Figura 4.2- Linha do Tempo para Análise de Riscos Industriais..... 46

Figura 4.3- Matriz Equipamento / Evento Crítico do Projeto ARAMIS..... 52

Figura 4.4- Principais Fontes de Dados Recomendadas pelo HSE para a Atividade “Offshore”..... 58

Figura 5.1-Papel das Freqüências de Vazamento nas AQRs..... 70

Figura 5.2- Distribuição dos Orifícios de Vazamentos para os Dados “Offshore” da HSE..... 72

Figura 5.3- Razões entre as Freqüências Genéricas “Onshore” e “Offshore”..... 73

Figura 5.4- Curvas das Freqüências Globais de Vazamento..... 74

Figura 5.5: Comparação das Freqüências Globais de Vazamento – Mudanças Assinaladas..... 74

ÍNDICE DE TABELAS

Página

Tabela 2.1- Dados de Confiabilidade com 90% de Nível de Confiança..... 6

Tabela 2.2- Índices Horários de Confiabilidade para Componentes Eletrônicos de Mísseis..... 7

Tabela 2.3- Exemplo de Ficha de dados do TNO Purple Book – Freqüências de Vazamentos em Vasos..... 20

Tabela 2.4- Exemplo de Ficha de dados do TNO Purple Book – Probabilidades de Ignição Direta para Instalações Fixas..... 20

Tabela 4.1- Algumas Fontes de Dados de Confiabilidade de Equipamentos 55

Tabela 5.1- Classificação dos Dados de Confiabilidade de Acordo Com a Origem..... 61

Tabela 5.2- Classificação dos Dados de Confiabilidade de Acordo Com a sua Especificidade..... 62

Tabela 5.3- Requisitos das APSs segundo IAEA TECDOC-1511..... 67

ABGR	Associação Brasileira de Gerência de Riscos
ABIQUIM	Associação Brasileira da Indústria Química
AIChE	American Institute of Chemical Engineers (Instituto Americano de Engenheiros Químicos)
AMSAA	Army Material Systems Analysis Activity (Atividade de Análise de Sistemas de Material Bélico)
API	American Petroleum Institute (Instituto Americano de Petróleo)
APOSC	Assessment Principles for Offshore Safety Cases (Princípios de Segurança para Casos de Segurança na Atividade Offshore)
APS	Análise Probabilística de Segurança
AQR	Análise Quantitativa de Riscos
ARAMIS	Accidental Risk Assessment Methodology for Industries (Metodologia de Quantificação de Risco Acidental para Indústrias)
ASEP	Accident Sequence Evaluation Program do NUREG 4772 (Programa de Avaliação de Seqüência Acidental)
ASME	American Society of Mechanical Engineers-ASME (Sociedade Americana de Engenheiros Mecânicos)
ASSURANCE	Assessment of Uncertainties In Risk Analysis of Chemical Establishments (Quantificação de Incertezas na Análise de Riscos de Instalações Químicas)
BWR	Boiling Water Reactor (Reator de Água em Ebulição)
CAR (RAS)	Cenários Acidentais de Referência (Reference Accident Scenarios-RAS)
CCPS	Centre for Chemical Process Safety (Centro de Segurança de Processos Químicos)
CDF	Core Frequency Damage (Freqüência de Dano ao Núcleo)
CFR	Code of Federal Regulation (Código de Regulamentação Federal)

(UK) CIMAH	(United Kingdom) Control of Industrial Major Accident Hazards (Controle do Risco de Acidentes Insdustriais Maiores do Reino Unido)
CONCAWE	Conservation of Clean Air and Water (Conservação do Ar e Água Limpos)
CORDIS	Nuclear Component Reliability Data System of Canada (Sistema de Dados de Confiabilidade de Componentes Nucleares do Canadá)
DNV	Det Norsk Veritas
(US) DOT	Department of Transportation (Departamento de Transporte Americano)
EdF	Eletricitè de France (Eletricidade da França)
EGIG	European Gas Pipeline Incident Data Group (Grupo de Dados de Acidentes em Tubulações de Gás na Europa)
EIREDA	European Industry Reliabity Databank (Banco de Dados de Confiabilidade Europeu)
(US) EPA	Environmental Protection Agency (Agência de Proteção Ambiental dos Estados Unidos)
EQ/EC	Equipamento / Evento Crítico
ESD	Emergency Shut Down (Parada de Emergência)
FACTS	Failure and Accidents Technical Information System (Sistema de Informação Técnica de Falhas e Acidentes)
FARADA	Failure Rate Data Bank (Banco de Dados de Taxa de Falha)
FCFR Database	Fusion Component Failure Rate Database (Base de Dados de Taxa de Falha de Componentes de Reatores de Fusão)
FED	Failure Experienced Data (Dados Experimentais de Falha)
FEMA	Federal Emergency Management Agency (Agência Federal de Gerenciamento de Emergência)
FV	Fussel-Vesely

GASCET	Guidance for the Assessment of Safety Cases-Engineering Topics (Guia para Quantificação dos Casos de Segurança – Tópicos de Engenharia)
GIDEP	Government Industry Data Exchange Program (Programa Governamental de Intercâmbio de Dados Industriais)
HCLIP	Hydrocarbon Leak and Ignition Probability Database (Base de Dados de Vazamentos de Hidrocarbonetos e Fonte de Ignição)
HCRD	Hydrocarbon Release Database (Base de Dados de Liberação de Hidrocarbonetos)
HID	Hazardous Installations Directorate (Diretoria de Instalações Perigosas)
HSE	Health and Safety Executive (Executiva de Saúde e Segurança)
IAEA	International Atomic Energy Agency (Agência Internacional de Energia Atômica)
IAEA TECDOC	IAEA Technical Document (Documento Técnico da IAEA)
IBP	Instituto Brasileiro de Petróleo
IDCP	Industry Degraded Core Program (Programa de Degradação do Núcleo de Plantas Comerciais)
IEC	International Electrotechnical Comission (Comissão Internacional Eletrotécnica)
IEEE	Institute of Eletric and Eletronic Engineers (Instituto de Engenheiros Elétricos e Eletrônicos)
IEEE STD 500	Institute of Eletric and Eletronic Engineers – Standard 500 (Instituto de Engenheiros Elétricos e Eletrônicos – Padrão 500)
INPO	Institute of Nuclear Power Operations (Instituto das Operações de Plantas Nucleares)
IPE	Individual Plant Examination (Exames de Plantas Individuais)
IPEEE	Individual Plant Examination of External Events (Exames de Eventos Externos em Plantas Individuais)
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

IPERS / IPERSART	International Peer Review Service / International PSA Review Team (Serviço Internacional de Exame de Revisão / Equipe Internacional de Revisão de APS)
IREP	Ínterim Reliability Evaluation Program Procedures Guides / NUREG 2728 (Guia de Procedimentos do Programa Interino de Avaliação de Confiabilidade / NUREG 2728)
IRO	Incident Response Operations (Operações de Resposta a Incidentes)
ISO	International Organization for Standardization (Organização Internacional de Padronização)
IST	Inservice Testing (Testes em Operação)
LERF	Large Early Release Frequency (Frequência prevista de Grande Vazamento)
LWR	Light Water Reactor (Reator de Água Leve)
MIL-HDBK-217	Military Handbook 217 (Manual Militar 217)
MIT	Massachusetts Institute of Technology (Instituto de Tecnologia de Massachussets)
MME/MF	Ministério de Minas e Energia / Ministério da Fazenda
MTTR	Mean Time to Failure (Tempo Médio entre Falhas)
NIHHS	Notification of Installations Handling Hazardous Substances (Notificação de Instalações de Manuseio de Substâncias Perigosas)
NPP	Nuclear Power Plant (Planta de Nuclear de Potência)
NREP	National Reliability Evaluation Program Procedure Guide - Apêndice C / NUREG 2815 (Guia de Procedimentos do Programa Nacional de Avaliação da Confiabilidade – Apêndice C / NUREG 2815)
NUREG (NRC)	Nuclear Regulatory Comission (Comissão Reguladora Nuclear)
OECD	Organisation for Economic Co-Operation and Development (Organização para Cooperação e Desenvolvimento Econômico)

OPDE	OECD Pipe Failure Data Exchange Database (Base de Intercâmbio de Dados de Falhas de Dutos da OECD)
OREDA	Offshore Reliability Data Bank (Banco de Dados de Confiabilidade da área Offshore)
OSD	HSE Offshore Division (Divisão Offshore da HSE)
OSHA	Occupational Safety & Health Administration (Administração de Saúde Ocupacional e Segurança)
POS	Plant Operating States (Modos de Operação da Planta)
PTT	Programa Prioritário de Termeletricidade
PWR	Pressurized Water Reactor (Reator de Água Pressurizada)
QA (GQ)	Quality Assurance (Garantia de Qualidade)
RAC	Reliability Analysis Center: Non Electronic Parts Reliability Data (Centro de Análise de Confiabilidade: Dados de Confiabilidade de Componentes Não-Eletrônicos)
RADC	Rome Air Development Center (Centro de Desenvolvimento Aéreo Rome)
RAW	Risk Achievement Worth (Valor de Risco Alcançado)
RETMA	Radio-Eletronic Television Manufacturer´s Association (Associação de Fabricantes de Televisão e Radio-Eletrônicos)
RG	Regulatory Guide (Guia de Regulamentos)
RIVM	National Institute for Public Health and the Environment (Rijksinstituut Voor Volksgezondheid En Milieu) (Instituto Nacional para Saúde Pública e Meio Ambiente Holandês)
RMDB	Reliability Maintainabiity Data Bank (Banco de Dados de Confiabilidade na Manutenibilidade)
RRW	Risk Reduction Worth (Valor de Redução do Risco)
RSS	Reactor Safety Study – RSS (WASH 1400) – Estudo de Segurança do Reator
SIL	System Integrity Level (Sistema de Nível de Integridade)

SKI-PIPE	Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) Pipe Failures Database (SKI-PIPE) (Inspetoria Sueca de Centrais Nucleares / Base de Dados de Falhas de Tubulações)
SPC	Semi Permanent Circular (Circular Semi-Permanente)
SRD	Safety and Reliability Directorate (Diretoria de Segurança e Confiabilidade)
SRDF	Sistème de Recueil de Donèes-De-Fiabilitè (Sistema de Coleta de Dados de Confiabilidade)
SSC	Systems, Structures and Components (Sistemas, Estruturas e Componentes)
T-Book	Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants (Dados de Confiabilidade de Componentes de Plantas Nucleares de Potência Nórdicas)
TMI-2	Three Mile Island 2
TNO	The Netherlands Organisation for Applied Scientific Research (Organização Holandesa para a Pesquisa Científica Aplicada)
TUD SYSTEM& TUD Database	Fonte de Dados mantida e patrocinada pelos operadores de Usinas Nucleares na Suécia e na Finlândia
US AEC	United States Atomic Energy Commission (Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos)
WASH -740	Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants – (Brookhaven Report) (Possibilidades Teóricas e Consequências de Acidentes Maiores em Grandes Plantas Nucleares de Potência)
WASH-1400	Reactor Safety Study – RSS (WASH 1400). Atual NUREG-75/014 (Estudo de Segurança do Reator)
ZEDB	Centralized Component Reliability Database (Base de Dados Centralizada na Confiabilidade de Componentes)

APS Nível 1 (Análise Probabilística de Segurança Nível 1)	Identifica as seqüências de eventos quer podem levar à danos ao núcleo do reator, estima a freqüência de danos ao núcleo, permite o conhecimento dos pontos fortes e das deficiências do sistema de segurança e sugere procedimentos para prevenção de danos ao núcleo do reator.
APS Nível 2 (Análise Probabilística de Segurança Nível 2)	Identifica como vazamentos radiativos podem ocorrer na planta e estima a magnitude e freqüência destes. Esta análise promove conhecimento adicional sobre a importância relativa da prevenção de acidentes e as medidas de contenção tais como a contenção do reator.
APS Nível 3 (Análise Probabilística de Segurança Nível 3)	Complementa as APS Nível 1 e 2, estimando os riscos à saúde do público e outros riscos sociais tais como a contaminação do solo ou dos alimentos.
Blowdown	Alívio de pressão.
ESD	Emergency Shut Down System – sistema de parada de emergência.
Lançador e Recebedor de Pig	Equipamentos/sistemas utilizados no recebimento de dispositivos (pig) utilizados na limpeza de tubulações (oleodutos e gasodutos).
Living PSA	APS Dinâmica.
Offshore	Diz-se quando a instalação encontra-se em área marítima (fora da costa).
Onshore	Diz-se quando a instalação encontra-se em área terrestre (dentro da costa).
Performed Based	Baseado no desempenho.
Physics of Failure (Física da Falha)	Abordagem utilizada para previsão de problemas ou medidas a serem implantadas em um equipamento através da aplicação das leis da física ao equipamento, considerando-se as condições locais de operação.

Q List (Lista Q)	Lista de sistemas, estruturas e componentes importantes para a segurança da planta.
Risk Based	Baseado no risco. Implica que o critério final de decisão é baseado somente no valor absoluto dos riscos.
Risk Informed Decision Making	Tomada de Decisão com Informação do Risco. È o critério utilizado pela NRC. Implica que as decisões são tomadas com base nas informações de riscos e na base determinística do licenciamento.
Rules of Thumb	Artifícios, “macetes matemáticos”.
Série Colorida do TNO	Série de livros publicados pelo TNO: Purple Book, Yellow Book, Green Book e Red Book.
Subsea	Diz-se das estruturas submarinas instaladas sobre o leito submarino, utilizadas na produção de petróleo.
Taxonomia	Formato utilizado para classificar e armazenar os dados seguindo lógica e estrutura pré-definidas.
TNO Green Book (Livro Verde do TNO)	Methods for Determining Possible Damage (Métodos para Determinação dos Danos Possíveis).
TNO Purple Book (Livro Rosa do TNO)	Guidelines for Quantitative Risk Assessments (Procedimentos para Avaliação Quantitativa dos Riscos).
TNO Red Book (Livro Vermelho do TNO)	Methods for Determining and Processing Probabilities (Métodos para Determinação e Processamento de Probabilidades).
TNO Yellow Book (Livro Amarelo do TNO)	Methods for Calculations of Physical Effects (Métodos para Cálculos dos Efeitos Físicos).
Topsides	Diz-se das estruturas localizadas na parte superior das plataformas de produção ou perfuração.

Capítulo 1

INTRODUÇÃO

1.1 Apresentação

A observação dos fatos tem longa história e faz parte da natureza humana, assim como a intenção de se formar uma base de conhecimentos para a previsão de eventos futuros. Por volta do séc. XVII, informações sobre eventos acidentais ou não, já eram coletadas por uma indústria de seguros que então se iniciava. Mas foi somente após a Segunda Guerra Mundial que a engenharia de confiabilidade tornou-se imprescindível para manter em operação sistemas complexos como aviões, navios, veículos e principalmente os radares. Antes desta época, os equipamentos eram classificados simplesmente em “confiáveis” ou “não confiáveis” (FRAGOLA, 1996).

Em 1954, a Atomic Energy Comission – AEC publicou o WASH 740 (Brokenhaven Report) que avaliou as possibilidades teóricas e as conseqüências de acidentes maiores em usinas nucleares, estimando o máximo dano possível em decorrência do derretimento do núcleo e sem contenção. Este foi o precursor no uso de uma abordagem probabilística.

Em 1975, o RSS (NRC, 1975) coordenado pelo Prof. Norman C. Rasmussen do Massachusetts Institute of Technology – MIT foi apresentado formalmente após ter sido iniciado em 1972. Este estudo mudou a maneira com que eram encaradas a segurança e as soluções de engenharia de plantas nucleares e calculou o risco da operação de 100 reatores do tipo água-leve em operação nos Estados Unidos àquela época.

Contudo, foi somente após a ocorrência do acidente em TMI-2 em 1979 que o uso de Análises Probabilísticas de Segurança-APS cresceu substancialmente para as usinas nucleares e desde então a metodologia vem sofrendo modificações e avanços. Mais tarde, a abordagem probabilística desta metodologia também passa a ser utilizada na análise de plantas químicas e petroquímicas, principalmente após o acidente ocorrido em 1982 na cidade de Seveso na Itália que gerou a publicação de duas Diretrizes (COUNCIL, 1982 e 1997) que levam o nome desta cidade e também do grave acidente ocorrido em 1984 na cidade de Bhopal na Índia.

Para que as Análises Probabilísticas de Segurança-APS, e também as Análises Quantitativas de Riscos - AQRs, sejam desenvolvidas e atendam aos critérios das autoridades regulatórias é necessário que sejam utilizados bancos de dados de confiabilidade com credibilidade. Podemos ressaltar que os resultados obtidos nestas

análises também têm sido utilizados na avaliação de projetos, como justificativa em alterações propostas nestes e na tomada de decisão quanto aos investimentos em sistemas de segurança, aquisição de áreas para localização de empreendimentos etc.

Um dos principais pontos relacionados aos dados de confiabilidade é sua aplicabilidade à planta em estudo, aos seus componentes e ao regime de operação da planta. Não é usual a existência de dados de confiabilidade inteiramente aplicáveis e os analistas precisam utilizar seu julgamento e experiência na seleção da melhor fonte para cada caso. Deste modo, os analistas precisam se certificar de que as bases utilizadas em seus julgamentos são reconhecidas e aceitáveis.

Neste contexto, o conhecimento dos bancos de dados de confiabilidade, suas origens, estruturas, particularidades e especificidades para permitir a escolha das informações mais adequadas e assim garantir a consistência e a credibilidade dos resultados encontrados são de fundamental importância.

A classificação do risco é um fator crítico em qualquer situação de Gerenciamento da Segurança, mas as técnicas disponibilizadas, auxiliadas pela crescente disponibilidade dos Bancos de Dados, permitirão, de agora em diante, a determinação dos riscos com uma exatidão cada vez maior. Qualquer risco poderá então ser calculado e otimizado para o bem da comunidade (HERBERT, 1976).

1.2 Objetivo

O objetivo geral desta dissertação é fazer uma revisão crítica do uso de bancos de dados de falhas nas APS, destacando-se os seguintes itens:

- Identificação dos bancos de dados de falhas e confiabilidade mais relevantes nas metodologias de Análise Probabilística de Segurança e da Análise Quantitativa de Riscos;
- Especificidades encontradas;
- Cenário atual e as perspectivas identificadas para os bancos de dados de confiabilidade;
- Uso de Dados Genéricos x Dados Específicos;
- Apresentação das dificuldades identificadas quanto ao uso de dados específicos frente às exigências regulatórias;
- Sugestões e Conclusões.

1.3 Estrutura do Trabalho

No capítulo 2 é apresentada a evolução histórica dos bancos de dados de falhas, as gerações de bancos de dados destacando-se os bancos de dados consolidados e sua evolução até os dias atuais.

No capítulo 3 são apresentadas a evolução e a aplicação prática da Análise Probabilística de Segurança - APS, contemplando-se a evolução da metodologia, os documentos importantes publicados, os marcos regulatórios, os bancos de dados de confiabilidade mais relevantes e a importância destes no contexto da indústria nuclear.

No capítulo 4 a evolução e a aplicação prática da Análise Quantitativa de Riscos-AQR, contemplando-se a evolução da metodologia, os relatórios de referência Rijnmond Study (COVO, 1981) e Canvey Island (HSE,1978), Diretrizes de Seveso I e II (COUNCIL, 1982 e 1997), os bancos de dados de confiabilidade mais relevantes. Também foi ressaltada a importância da aplicação do uso de bancos de dados de falhas em AQRs de plantas industriais (não-nucleares) que, muitas vezes, se utilizam de dados de falhas com origem na indústria nuclear como por exemplo, o WASH-1400 (NRC, 1975).

No capítulo 5 são apresentados o cenário atual relativo aos bancos de dados e as tendências de evolução e aprimoramento identificadas para ambas as áreas nuclear e industrial.

No capítulo 6 são apresentadas as conclusões gerais obtidas, considerando-se aspectos do desenvolvimento e da utilização de bancos de dados de confiabilidade das próprias empresas (específicos), incluindo-se os relacionados à sua utilização em estudos de AQRs e tomadas de decisão quanto a alocação apropriada de recursos visando a segurança da planta e sugestões para o desenvolvimento de um banco de dados no Brasil.

Capítulo 2

BANCOS DE DADOS DE FALHAS

2.1 Introdução

As falhas em equipamentos podem representar grandes perdas econômicas e humanas, apresentando, em muitos casos, comprometimentos significativos para a imagem institucional das empresas. Na literatura especializada (LLORY,1999, KLETZ, 1978 e LEES, 1996) podem ser encontrados alguns exemplos de ocorrências de falhas, com repercussões trágicas para as organizações envolvidas e para o ambiente físico e social, tais como: Bhopal, Chernobil, Challenger, Virginia Electric and Power Company, Three Mile Island. Essas ocorrências confirmam a relevância, nos dias de hoje, de se considerarem estratégicos os aspectos de segurança e de conservação do meio ambiente na manutenção. Para que sejam alcançados estes objetivos, há necessidade de bancos de dados de falhas atualizados e consistentes.

2.2 Histórico

Segundo Fragola (FRAGOLA,1996), a coleta de dados empíricos e o desenvolvimento de uma base de dados para uso na previsão da probabilidade de ocorrência de eventos futuros têm uma longa história. No século XVII, informações sobre eventos com e sem fatalidades já eram registradas, analisadas e tabuladas em classes de atributos formando uma base de dados para o ramo de seguros que se iniciava.

Antes ainda, na área da construção civil, mestres maçons e arquitetos já se utilizavam de artifícios matemáticos (rules of thumb), capturando a experiência de épocas anteriores e produzindo estruturas de incrível longevidade e confiabilidade. Estes fatores, apesar de heurísticos, já levavam em consideração as incertezas nos projetos e defeitos residuais nos materiais. Apesar dos enfoques parecerem diferentes, pelo menos à primeira vista, a intenção de ambas as áreas de seguros e construção foi estabelecer uma infra-estrutura de confiança de modo a permitir uma tomada de decisão racional para esforços futuros.

A robustez dos projetos de estruturas convencionais (prédios, pontes, estradas etc) garantida pelo uso de fatores de segurança e utilizada na qualificação destas contra as falhas, acaba não sendo reconhecida em função do amadurecimento das tecnologias envolvidas nos projetos: materiais mais resistentes, novas tecnologias de

construção etc. É tão rotineiro pensar que estes projetos não falharão que, quando isto acontece, tendemos a encará-los como acidentes inesperados e isolados.

Ainda são raras as tentativas de se identificar as classes potenciais de falhas e de se documentar os atributos à elas associados. Quando isso acontece, na maioria das vezes os acidentes são subestimados (e simplificadamente classificados) como erros humanos ou acidentes únicos (one-of-a kind) o que parece absolver o analista de risco da responsabilidade de identificação da verdadeira causa.

A falta de informações confiáveis fez com que algumas fontes de dados fossem abandonadas por completo. WATSON (1992) e PECHT (1994) que haviam sugerido que o conceito uma coleção de dados genéricos fosse abolido em favor da abordagem da "física-da-falha" (physics of failure), agora parecem sugerir o banimento por completo do conceito de "taxa de falha" e com ele o conceito da predição de confiabilidade (reliability prediction).

Observa-se que abusos quanto ao uso de dados genéricos existem e que a abordagem da física da falha (physics-of-failure) tem mérito, especialmente no desenvolvimento de projetos. Contudo, FRAGOLA (1996) questiona se o uso generalizado de dados genéricos justificaria o abandono do procedimento de coleta de amostras, análise e classificação dos dados empíricos de falhas, levando à eliminação dos conceitos de confiabilidade ou de previsibilidade do risco. Ou se não, talvez os conceitos de taxa de falha e predição devessem ser redefinidos até serem suficientemente robustos e então servirem como base para tomadas de decisão.

Este capítulo apresenta uma visão geral dos aspectos lógicos e do contexto histórico dentro dos quais as bases de dados de confiabilidade e de risco foram desenvolvidas e também um entendimento das motivações para tal e as considerações sobre as quais elas foram desenvolvidas. São apresentados ainda alguns desenvolvimentos recentes na área de bancos de dados de confiabilidade.

2.3 Primeiras Fontes de Dados de Taxas de Falhas

FULLWOOD (1998) menciona que com o advento da Revolução industrial a vida tornou-se mais complexa, mas somente após a Segunda Guerra Mundial a engenharia de confiabilidade tornou-se necessária para manter sistemas complexos tais como: aviões, navios, veículos e principalmente os radares em operação. Antes desta época, os equipamentos eram classificados em confiáveis ou não.

Um dos primeiros projetos para os quais os bancos de dados de falhas e confiabilidade e riscos foram desenvolvidos foi a mudança de automóveis e aviões de

meios de transporte do status privilegiado para transporte de massa. Tais transportes tinham que ser confiáveis e seguros e estas características definiram: a base de dados da coleta de informações estatísticas sobre manutenção, as tentativas de revisão nos projetos e a substituição de itens cujas falhas eram freqüentes.

2.3.1 Primeira Geração de Fontes de Dados de Falhas

Desde os anos 50 foram publicadas diversas fontes de dados sobre taxas de falhas de componentes. De acordo com SHOOMAN (1990), indústrias importantes tais como Radio Corporation of America-RCA, General Eletric-GE e a Motorola publicaram manuais de dados de falhas de componentes compilados a partir de testes de ciclo de vida e testes de campo.

Em 1953 a Radio-Eletronic Television Manufacturer´s Association - RETMA estabeleceu um comitê para os assuntos eletrônicos. O comitê formado estabeleceu métodos e procedimentos para a coleta de dados confiáveis e para a análise, tabulação e publicação dos resultados encontrados que ocorreu ao longo dos anos 50 através de boletins. A data exata da publicação do primeiro boletim não foi determinada, mas teria sido por volta de 1957 e esta seria então a fonte de dados mais antiga ainda existente.

Exemplos do formato adotado para a divulgação destes dados nos boletins podem ser observados nas Tabelas 2.1 e 2.2 que apresentam os dados de confiabilidade com 90% de nível de confiança e os índices horários de confiabilidade para componentes eletrônicos de mísseis respectivamente. A taxa de falhas é representada pelo índice ajustado para 90% do intervalo de confiança, assumindo a ocorrência da falha e o número de horas de operação de cada grupo de componentes.

Tabela 2.1: Dados de confiabilidade com 90% de nível de confiança

Componente	Falhas/Horas de Operação	Índice Ajustado
Relés	21/21.700	1/740
Potenciômetros	10/76.500	1/4.500
Capacitores	13/545.000	1/28.700
Indutores	0/90.500	1/39.400
Resistências	15/990.000	1/46.000
Conexões soldadas	88/6.600.000	1/66.000

Tabela 2.2: índices horários de confiabilidade para componentes eletrônicos de mísseis

Componente	Falhas/Horas de Operação	Taxa de Falhas da população	Índice Horário (p')
Relés	21/1.090	1/990	1/990
Potenciômetros:			
• plásticos	2/152	1/1.400	-
• metálicos	3/475	1/3.000	1/7.650
Capacitores:			
• papel	10/15.677	1/30.000	-
• cerâmica	0/6.428	1/122.000	-
• mica e vidro	1/5.841	1/110.000	1/42.000
Resistências:			
• metálicas	3/1.787	1/11.300	-
Conexões soldadas	88/349.700	1/75.000	1/75.000

As Tabelas 2.1 e 2.2 indicam claramente a população de componentes, o número de falhas e o número de horas de falhas relacionadas assim como a taxa de falhas (apresentada sob forma de índice ajustado) para cada item tabelado. FRAGOLA (1996) ressalta que o formato adotado para a tabulação dos dados já mostrava a tendência, ainda presente em alguns bancos de dados genéricos, de ignorar a incerteza associada à tolerância dos dados em favor da incerteza estatística. A tolerância dos dados refere-se à incerteza associada às diferenças físicas e ambientais na obtenção de dados genéricos de falhas dos componentes.

A primeira fonte amplamente divulgada na área de confiabilidade foi Martin Titan Handbook, publicado em 1959 (TITAN, 1959). Esta fonte continha dados genéricos de taxas de falhas de componentes elétricos, eletrônicos, eletromecânicos e mecânicos e, apesar de diversificar consideravelmente os tipos de componentes e fazer distinções entre a maioria dos componentes eletrônicos, os dados publicados foram, em sua maioria, taxas de falhas genéricas sem de fatores de ajuste ou intervalos de confiança para os valores propostos.

O TITAN (1959) foi a primeira fonte conhecida a padronizar a apresentação de taxas de falhas no formato "falhas/ 10^6 horas" eliminando a necessidade de conversões e além de ter introduzido o uso de fatores de ajuste ou fatores k[1]. Estes fatores multiplicavam as taxas de falhas genéricas de modo a ajustá-las considerando-se a presença de redundâncias (K_r) ou a um modo operacional de interesse (K_{op}).

[1] Na verdade, K-factors (key-factors) ou fatores-chave, mais adiante chamados de fatores π.

Apesar do TITAN (1959) não fornecer taxas de falhas para diferentes modos de falhas, o manual reconhece a importância destes ao incluir um apêndice com uma lista de modos de falhas típicos para os componentes listados.

Como legado, o TITAN (1959) consagrou o uso da distribuição exponencial nos cálculos de taxas de falhas para componentes.

2.3.2 Segunda Geração - Dados de Confiabilidade

O TITAN (1959) abriu caminhos para programas mais ambiciosos de coleta e organização de dados de confiabilidade. Estes esforços foram impulsionados pelas exigências das áreas militares (especialmente avião e lançamentos de mísseis) e se iniciaram na década de 60 resultando em um amplo espectro de publicações. Os melhores exemplos de tais esforços foram:

1. MIL-Handbook-217 (1995);
2. Failure Rate Data Bank –FARADA (GIDEP, 2007);
3. RADC Non-Electronic Reliability Notebook (COTTREL, 1969).

Todas estas fontes da segunda geração foram criadas a partir da experiência dos Boletins da Electronic Industries Association – EIA (extinta RETMA) e do TITAN (1959) cujo modelo exponencial de taxa constante e a notação de falhas/ 10^6 horas sobreviveram até os dias de hoje.

A quantidade de informação disponível nas várias revisões realizadas no MIL-Handbook-217 rev. F (1995) é muito grande se comparada ao TITAN (1959) original, mas infelizmente, juntamente com a expansão dos dados, a tolerância dos dados acabou mascarada pelo uso de fatores de ajuste (fatores π).

Com o advento dos sistemas computacionais associados a ferramentas estatísticas, torna-se possível a recuperação e a análise dos dados mais rapidamente o que permitiu a evolução dos bancos de dados. A primeira base de dados computadorizada foi o Government Industry Data Exchange Program - GIDEP também conhecido como FARADA (GIDEP, 2007) criado sob os auspícios do governo dos EUA através dos seguintes órgãos: US Army Material Command, Air Force Logistic Command e Air Force Systems Command.

Por volta dos anos 70, o FARADA (GIDEP, 2007) incluía mais de 400 participantes dos quais 80% eram indústrias e os demais eram representados por laboratórios governamentais e instalações de manutenção e reparos. O banco de dados gerado, também conhecido como Reliability Maintainabiity Data Bank-RMDB, incluía taxas de falha e tempos de reposição (MTTR). A publicação periódica do Summaries of Failure Rate Data pelo FARADA (GIDEP, 2007) incluía taxas de falhas,

informações sobre a população avaliada e modos de falha quando estes eram conhecidos. Os dados incluídos foram coletados em testes de campo, ensaios acelerados de ciclo de vida e testes de demonstração de confiabilidade.

Esta base de dados podia ser rapidamente atualizada com o uso de softwares e os resultados publicados nos mais variados formatos, o que permitiu analisar os dados disponíveis estatisticamente e então gerar dados genéricos.

A facilidade com o uso de instrumentos estatísticos levou ao desenvolvimento de limites de confiança baseados na distribuição χ^2 (chi-quadrado) conforme apresentado por NELSON (1982), apesar das populações serem claramente heterogêneas e este erro proliferou-se por outros bancos de dados, como p.ex. RADC (COTTRELL,1969).

Por volta dos anos 70, este banco de dados possuía dados de falhas de 300 tipos de equipamentos e componentes obtidos em experiências de campos e testes realizados. Algumas das taxas de falhas foram obtidas através da síntese de dados similares genéricos com taxas obtidas para equipamentos do mesmo tipo submetidos a um mesmo tipo de ambiente.

O mesmo problema com o uso de distribuição χ^2 para representar os limites de confiança também ocorreu no RADC (COTTRELL,1969). Entretanto, este problema foi minimizado porque os dados agregados pertenciam a populações de dados muito específicas, muito mais homogêneas que as do GIDEP (GIDEP, 2007).

Os RADC Handbooks representam até os dias de hoje uma fonte muito importante de dados genéricos apesar de também não apresentarem os modos de falhas.

2.3.3 Terceira Geração

A maior limitação da geração anterior de bancos de dados era representada pelas taxas de falhas constantes e a inadequação do modelo de risco ao amplo espectro de condições ambientais e causas possíveis das falhas. Os dados eram apresentados sob forma de estimativas pontuais de taxas de falhas e pouca ou nenhuma atenção foi dada às incertezas e quando disponíveis, consideravam que as amostras eram homogêneas, ainda que estas não o fossem.

Melhorias começaram a ser implementadas através do projeto de novos bancos de dados que poderiam identificar tais problemas. Para tal, faixas de valores foram introduzidas nas estimativas dos valores médios de modo a identificar problemas em sub-populações heterogêneas. Estas estimativas tentaram calcular a

real incerteza existente nas distribuições heterogêneas, preservando a dispersão dos dados e reduzindo a possibilidade de uso indevido.

As taxas de falhas foram estabelecidas combinando-se as taxas de falhas genéricas obtidas com complicados fatores π. As taxas de falhas resultantes foram divididas em duas categorias: falhas em operação e falhas por demanda, enquanto que os modos de falhas foram divididos em catastróficos, degradados e incipientes. O segundo descreve os casos onde houve perda de capacidade funcional do sistema, porém o equipamento continua em operação acima do nível mínimo aceitável e o último está relacionado aos casos onde não houve perda da função, mas foram evidenciadas indicações de que a perda da função teria ocorrido caso não tivessem sido efetuados os reparos ou manutenções necessários.

Estas iniciativas foram desenvolvidas nas áreas de indústrias nucleares de geração de energia, “offshore” e química.

Neste contexto, o IEEE - Std 500 (IEEE, 1984) foi concebido para coletar e codificar os dados de confiabilidade e estabelecer as falhas de equipamentos e dispositivos nos diversos contextos onde elas ocorrem, corrigindo os erros do passado. Nesta terceira geração de bancos de dados, a abordagem é hierárquica, ou seja, o objetivo é estabelecer as preferências e um entendimento claro das relações entre os atributos desejados e a confiabilidade do equipamento.

O avanço nas técnicas de análises de dados e também nos “hardwares” e “softwares” possibilitaram uma melhoria no desempenho das bases de dados. Ressaltando-se que a complexidade da base de dados varia de acordo com o domínio de sua aplicação.

2.4 Taxa de Falhas, Física da Falha e Dados Genéricos

2.4.1 Taxas de Falhas

O conceito de um banco de dados de confiabilidade contrapõe as idéias clássicas de probabilidade e estatística. Na estatística clássica, os parâmetros de confiabilidade são geralmente considerados como quantidades fixas desconhecidas e estimativas destas quantidades fixas (estimativa pontual da taxa de falhas para uma amostra de dados particular) como também as margens de erro são consideradas variáveis randômicas.

Na abordagem não-clássica (ex. estatística Bayesiana) os parâmetros de confiabilidade são considerados variáveis randômicas, mas muitos considerariam o valor “verdadeiro” desconhecido. Na verdade, não é o parâmetro em si, mas no que se

acredita ser o parâmetro ou sua certeza sobre ele e, neste caso, um nome mais adequado seria “taxa de falhas crível”.

Apesar desta nomenclatura nunca ter sido adotada, certamente esclareceria as diferenças conceituais entre a “taxa de falhas” e a “taxa de falhas crível” anteriormente mencionadas.

2.4.2 Física da Falha e Dados Genéricos

Por volta dos anos 90 era comum criticar o uso de fontes de dados genéricas e, particularmente, o MIL-HDBK-217 (1995). Estas críticas começaram com as preocupações legítimas com relação ao uso do MIL-HDBK-217 (1995) pelo Departamento de Defesa norte-americano para estimar a confiabilidade de produtos forçando-os a alcançar os valores preconizados no manual.

Os que sugeriram o uso da abordagem da física da falha como alternativa também identificaram, legitimamente, que os dados genéricos têm uso limitado na solução de problemas de projetos existentes e na determinação da causa raiz das falhas e da ação corretiva apropriada. Esta abordagem é utilizada para previsão de problemas ou medidas a serem implantadas em um equipamento através da aplicação das leis da física ao equipamento, considerando-se as condições locais de operação.

A experiência mostrou que a física da falha, se cuidadosamente aplicada em dispositivos conhecidos e confiáveis, poderia identificar a grande maioria das possibilidades de falhas, permitindo o amadurecimento do projeto mais rapidamente.

2.5 Tipos De Dados De Confiabilidade

Com relação aos dados de confiabilidade disponíveis, AKHMEDJANOV (2001) apresenta as seguintes definições de tipos de dados (típicos):

Dados Operacionais Específicos: são dados que refletem qualquer evento que possa ocorrer com equipamento ou instalação que deva ser monitorado, incluindo os dados básicos tais como: condições ambientais, idade do equipamento, especificações etc;

Dados Operacionais: são dados derivados de dados específicos com respeito a parâmetros comparáveis;

Dados sobre Equipamentos: são dados que descrevem a vida do equipamento notadamente relacionado a falhas e manutenção;

Dados sobre Eventos: são os que descrevem todos os eventos relacionados ao funcionamento, operação etc do sistema. Estes podem ser divididos nas seguintes classes:

- Dados de falhas: informação sobre todos os acidentes/ incidentes (tempo de ocorrência do evento, local, condições, conseqüências, pessoas envolvidas etc);
- Dados de Manutenção: informação sobre manutenção corretiva e preditiva (tempo, duração, condições, custos etc);

Dados de Confiabilidade Processados: taxas de falhas em operação (**λ**), probabilidade de falha em demanda, tempo médio para reparo – MTTR, intervalos de confiança etc;

Dados de Referência: são dados utilizados como padrões ou como base de previsão ou comparações com dados observados.

Os principais estágios da coleta e interpretação de dados estão ilustrados a Figura 2.1 a seguir.

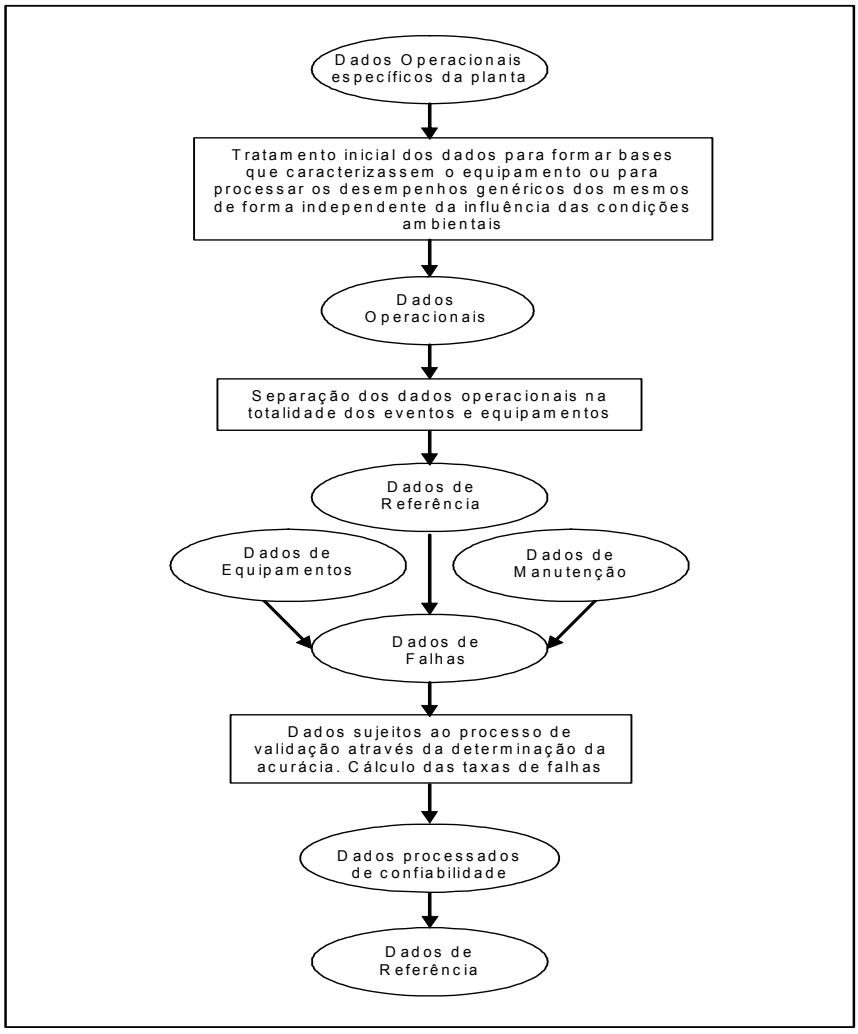


Figura 2.1: Estágios da Coleta e Interpretação de Dados

2.6 Fontes de Dados de Confiabilidade

As fontes a seguir apresentadas são as mais conhecidas. Estas bases de dados estão sempre em desenvolvimento e em atualização para o aumento do número de componentes, envolvendo novos métodos e técnicas de análises de dados e incorporando melhorias em ferramentas computacionais etc.

2.6.1 Bases de Dados de Equipamentos

2.6.1.1 OREDA - **O**ffshore **RE**liability **Da**ta (SINTEF, 2002)

O OREDA (SINTEF, 2002) é o projeto de uma organização patrocinada por nove empresas de petróleo com operações em todo mundo. O objetivo deste projeto é coletar e trocar dados de confiabilidade entre as companhias participantes, atuando como fórum para coordenação de gerenciamento de conjuntos de dados de confiabilidade na indústria de óleo e gás. O OREDA estabeleceu uma base de dados abrangente e com confiabilidade e dados de manutenção para equipamentos nas áreas de exploração e produção a partir de uma variedade de áreas geográficas, instalações, tipos de equipamentos e condições de operação. A prioridade são os equipamentos “offshore”, “subsea” e “topsides”, mas alguns equipamentos “onshore” também estão incluídos. Os dados do OREDA formam uma base de dados e um software especializado foi desenvolvido para coletar, acessar e analisar as informações.

A taxonomia e a especificação conceitual do OREDA (SINTEF, 2002) foram utilizadas como base no desenvolvimento do padrão ISO 14224 (ISO, 1999) publicado em julho de 1999.

As empresas não-associadas podem ter acesso a esta base de dados quando prestarem serviços para qualquer das empresas-membro ou se adquirirem os dados genéricos publicados sob a forma de um manual de confiabilidade.

2.6.1.2 GIDEP – Government Industry Data Exchange Program

Esta associação permite o acesso eletrônico de seus usuários a diversos tipos de documentos e a diversas organizações governamentais e não-governamentais americanas e européias, privadas ou não. O uso apropriado dos dados pode melhorar a qualidade e a confiabilidade dos dados assim como reduzir os custos do desenvolvimento, da fabricação e do apoio a sistemas complexos.

A base de dados GIDEP (GIDEP,2007) contém dados sobre equipamentos e falhas e os documentos incluem dados de confiabilidade e manutenibilidade (Reliability and Maintainability-R&M Data) tais como taxas de falhas, modos de falhas, dados sobre substituição de componentes e sub-sistemas baseados no desempenho de equipamentos em testes de campo e de demonstração, sub-sistemas e sistemas.

Os documentos disponíveis incluem relatórios contendo teoria, métodos, técnicas e procedimentos relacionados à confiabilidade e práticas de manutenibilidade.

Como exemplo de organizações governamentais norte-americanas que disponibilizam dados de confiabilidade podemos citar:

2.6.1.3 AMSAA´s Physics of Failure

Disponibiliza informações de confiabilidade de equipamentos eletrônicos baseadas no conceito de física da falha e outras informações afins.

2.6.1.4 JPL/NASA WWW Radiation Effects Database

Disponibiliza dados sobre testes de efeitos de radiação para dose total ionizante e efeitos de eventos singulares.

2.6.1.5 SANDIA National Laboratories Quality / Reliability Center

Disponibiliza uma ampla quantidade de informações de confiabilidade de componentes eletrônicos e análise de falhas.

Podemos citar a Hewlett-Packard Laboratories e o Reliability Analysis Center como empresas particulares que disponibilizam informações sobre confiabilidade, manutenibilidade, suporte e qualidade.

Algumas organizações não governamentais européias também disponibilizam dados sobre confiabilidade, dentre as quais podemos citar:

2.6.1.6 SRDF- **S**istème de **R**ecueil de **D**onèes de **F**iabilitè

A SRDF é a base de dados da Eletricitè de France – EdF que lida com equipamentos utilizados em usinas nucleares. Este banco foi colocado em operação em 1978 e contém dados relacionados a equipamentos elétricos, mecânicos e eletrônicos. O propósito deste sistema é permitir que seja monitorado, com tantos detalhes quanto possível, o comportamento em operação de alguns itens de

equipamentos, escolhidos de acordo com o seu papel na segurança ou talvez pela disponibilidade de alguns itens específicos.

2.6.1.7 EIREDA.PC (**E**uropean **I**ndustry **RE**liability **DA**tabank)

Este é a versão computadorizada do banco de dados EIREDA (1991). Os dados disponíveis estão relacionados a equipamentos elétricos, mecânicos e eletrônicos de plantas nucleares. Foi criado em 1990 e reagrupou dados de outros sistemas tais como SRDF e AMPERE Data Bank da EdF. (AKHMEDJANOV, 2001)

2.6.1.8 CCPS/AIChE -Equipment Reliability Database Project

O objetivo do projeto de banco de dados de confiabilidade de equipamentos de processo (Equipment Reliability Database Project) é fornecer dados de alta qualidade, válidos e úteis relacionados às indústrias químicas e de petroquímicas. Estes dados apóiam análises de disponibilidade de equipamentos, melhorias na confiabilidade e nos projetos, estratégias de manutenção, análises quantitativas de riscos e na determinação de custos do ciclo de vida.

A base de dados da CCPS (1989) foi modificada, quando necessário, para se tornar relevante e útil às indústrias químicas e petroquímicas ainda que baseada nos conceitos do OREDA (SINTEF, 2002) e envolvendo padrões ISO, taxonomias, tipos de equipamentos e limites de condições nas suas bases de dados.

Publicado em 1998, o livro Guidelines for Improving Plant Performance Through Data Collection and Analysis (CCPS, 1998) descreve os elementos essenciais e a informação envolvida, incluindo-se modos de falhas, limites de equipamentos e softwares para lidar com os dados. O livro também contém exemplos de como os dados podem ser utilizados no desenvolvimento de valiosas análises, fornecendo suporte à otimização da manutenção, melhorias de projetos e análises qualitativas de risco.

2.6.2 Bases de Dados de Falhas

Muitas organizações e empresas privadas possuem suas próprias bases de dados, mas as informações contidas são confidenciais e o acesso público é proibido com a justificativa de se manter a informação a salvo dos concorrentes.

2.6.2.1 GIDEP

Já mencionado anteriormente, este banco de dados inclui um módulo chamado Failure Experienced Data-FED (GIDEP, 2007) que publica os dados de falhas coletados em 5 tipos de relatórios, a saber:

- Alertas: ALERTs (AL);
- Alertas de Segurança: SAFE-ALERTs (AS);
- Conselhos sobre Problemas: Problems Advisories (PA);
- Alertas de Notícias: Agency Action Notices (AN) e
- Lições Aprendidas: Lessons Learned (LL).

Estes documentos são utilizados pelo GIDEP (2007) para notificar seus participantes a respeito de não-conformidades em componentes, componentes, produtos químicos, processos, materiais, especificações, testes em instrumentos, segurança e situações de risco incluindo riscos à saúde. Estes dados também incluem informações reportadas por laboratórios especializados a respeito de análises de falhas e problemas.

Dentre os relatórios produzidos pelo GIDEP (2007), o Lesson Learned divulga informações úteis na prevenção de acidentes.

2.6.2.2 Nuclear Regulatory Comission-NRC

Dentre os vários documentos publicados pela NRC, o Incident Response Operations – IRO publicou, desde 1980, por volta de 500 relatórios considerando uma ampla experiência operacional. Alguns deles foram publicados sobre a forma de NUREGs, incluindo-se a série de relatórios em experiências operacionais NUREG-1275 – Operating Experience Feedback Reports. Esta série foi largamente disseminada na comunidade da área nuclear e no público em geral, sendo que a maioria dos relatórios pode ser encontrada para download na página da NRC (1975, 1983, 2002, 2006) na internet (www.nrc.gov/NRC/ reactors.html).

2.6.2.2 FACTS (2006)

O FACTS possui mais de 20.000 dados de acidentes com materiais perigosos (incluindo sua descrição) e foi criado e mantido pelo centro de pesquisa holandês TNO – The Netherlands Organisation for Applied Scientific Research. Os dados registrados são fornecidos por agências governamentais, publicações técnicas e periódicos e

codificados para futuras consultas e análises. Este banco de dados pode ser adquirido junto ao centro de pesquisas.

2.6.2.2 SKI-PIPE - Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) Pipe Failures Database (SKI-Pipe)

Este é um banco de dados sueco que compila dados de falhas de tubulações em plantas nucleares de potência em todo o mundo. Contempla o período de 1970 a 1998 e envolve dados de 29 países, incluindo-se os 12 pertencentes ao OECD Pipe Failure Data Exchange Database - OPDE. Este banco é patrocinado pela Organisation for Economic Co-Operation and Development-OECD.

2.6.3 Manuais de Referência

Conforme mencionado anteriormente, o TITAN (1959) foi a primeira fonte amplamente divulgada na área de confiabilidade. Daí em diante outros manuais foram publicados em várias áreas (eletrônica, nuclear, confiabilidade etc). Alguns destes manuais são:

2.6.3.1 Military Handbook 217 (1997)

A primeira versão foi publicada em 1962 e desde então é regularmente revisada. Este documento está relacionado a componentes eletrônicos utilizados em equipamentos militares e atualmente encontra-se na revisão F, publicada em 1997.

2.6.3.2 OREDA Handbook (2002)

Os dados apresentados referem-se a manutenção, disponibilidade de equipamentos e melhorias de segurança em plataformas de produção de óleo no mar (“offshore”). Atualmente encontra-se na terceira revisão.

2.6.3.3 EIREDA – European Industry Reliability Data Handbook (1991)

Apresenta dados relativos à falhas de componentes envolvidos na segurança de plantas nucleares da Electricitè de France - EdF (34 instalações) e apresentou na versão de 1998, falhas relativas à manutenção e, como regra geral, falhas no sistema termo-hidráulico e de componentes e equipamentos eletro-eletrônicos.

Na Figura 2.2 a seguir apresenta-se um exemplo de uma ficha de informações de confiabilidade para bombas e na qual podemos observar parâmetros relevantes tais como: tamanho da amostra, modos de falhas considerados, probabilidades, número de falhas consideradas etc. A ficha original em inglês encontra-se no Anexo A.

Terceira Edição		Manual de Dados de Confiabilidade Fonte: PRA/PSA					1996 Tabela 54 de 418	
Componente:		Bomba (alimentação de água)					EPS	
Amostra:		78/87: planta*ano: 103 88/93: equip.*ano: 180				Nº. equip./planta: 2		
Modo de Falha		Taxa de Falha λ (E-6/h)			Probabilidade de Falha na Demanda γ/d (E-3)			Reparo Ativo Médio
Prioridade (78/87)		λ/h	EF		γ/d	EF		Mttr/h
Falhas Críticas		8,6 *	1,4		0,3	2,1		13
Probabilidade (88/93)		Nº. Falhas 15	Tempo Cumul. 1,176E+6 h		Nº Falhas 1	Nº demandas 19,95E+3		Mttr/h 13
Intervalo Médio de Prob: %		90 %	10,5 7,4 14,0		60%	0,19 0,11 0,27		Man*h 46
Parâmetros pdf posterior		Gama λ (26,8; 2,56E+6)			Beta γ (8,29; 4,41E+4)			
Modo: 1 Vazamento Externo: 40%					Modo: 2 Perda de Resultado: 18%			
Outras Fontes		λ/h (E-6)	EF		γ/d (E-3)	EF		Mttr/h
WASH	Crítica	50			1			
	Todas							
	Amostra							
RRA **	Crítica							
	Todas	220						
	Amostra							
NUREG	Crítica							
	Todas	1200						
	Amostra							
ESReDA 92***	Crítica	14						
	Todas	57						8
	Amostra							

Comentários: Falhas de Causa Comum: β = 0,05

* Ruptura ou vazamento severo: 3E-09/h; EF = 10

Turbina principal (não incluída): λ (média) = 18,7 E-6/h; EF=1,8

Γ (média) = 1,4 E-3/d; EF=1,6

MTTR = 20 h, Man*hora = 59 h

Regulagem da Turbina e sistemas de segurança: λ (média) = 34,2 E-6/h

** Taxa de falhas genérica, equipamentos de processo – alimentador de caldeira

*** Falha Genérica GLP, bomba e motor

Motor de turbina de bomba de óleo/petróleo: 3/12 MW: λ (média) = 900 E-6/h , MTTR = 32 h

Figura 2.2: Exemplo de Ficha de dados do Reliability Data Handbook

2.6.3.4 Outros Manuais

Outros manuais também foram publicados tais como o T-Book / I-Booken (CARLSON, 1987) que fazem parte do TUD System. O primeiro contém dados de falhas para estudos de confiabilidade que são utilizados na análise de segurança das usinas nucleares de potência nos países nórdicos (14 instalações). A informação é coletada automaticamente pelo sistema computadorizado de manutenção da planta e os parâmetros de confiabilidade são atualizados através de técnicas bayesianas estando os resultados obtidos coerentes com os dados obtidos nas plantas nucleares da Electricité de France – EdF.

A edição do I-Booken (CARLSON, 1987) apresenta dados reais suecos e finlandeses a respeito de transientes e freqüências recomendadas para o uso em APS nos países nórdicos. A primeira versão deste documento foi publicada em 1993. Este manual está disponível somente em sueco, entretanto existe uma versão em inglês acompanhada das tabelas de dados, resumo do relatório e diagramas.

Um outro Manual relevante é o IEEE Std 500 (IEEE, 1984) que é um guia para a coleta e apresentação de dados de confiabilidade de plantas nucleares considerando os sensores, componentes elétricos e eletrônicos e mecânicos. Este documento contém taxas de falhas de equipamentos estimadas por especialistas. Um exemplo das fichas de dados disponibilizadas no IEEE (IEEE, 1984) encontra-se adiante apresentada na Figura 2.3. A ficha original em inglês encontra-se no Anexo A.

Referência 19 e 10.1.X

Capítulo 9: Condutores Seção: 9.1 Cabos Subseção:

Item ou Equipamento

Descrição

Modos de Falhas	Taxas de Falhas								Fora de operação Tempo de reparo ou Retorno (horas)			
	Falhas/ 10^6 horas **				Falhas/ 10^6 ciclos ***							
	Baixo	Recup.	Alto	Ref.	Baixo	Recup.	Alto	Ref.	Baixo	Recup.	Alto	Ref.
Todos os Modos	0,71	7,54	200,0		0	19,38	96,30					
Catastróficos	0,71	7,54	200,0		0	19,38	96,30					
Aberto					0	2,32	11,60					
Linha curta para o solo					0	10,70	53,0					
Linha curta para linha					0	6,40	32,0					

** por usina nuclear

*** por 100 pés de circuito

Figura 2.3: Exemplo de Ficha de dados do IEEE Std 500 (1984)

Por fim, a publicação Guidelines for Quantitative Risk Assessment, referência mais conhecida como Purple Book (2005) que foi elaborado e publicado pelo Committe for the Prevention of Disasters do TNO sob supervisão do governo holandês.

O Purple Book (2005) apresenta os métodos de cálculo dos riscos decorrentes de substâncias perigosas e também os modelos e dados disponíveis. O manual é dividido em duas partes onde a primeira trata dos riscos de instalações estacionárias (fixas) e a segunda parte, do risco relacionado às atividades de transporte. A revisão mais recente deste manual foi feita em dezembro/2005 sendo que não foram feitas alterações desde a versão originalmente publicada em 1999.

Este Manual, além de apresentar sugestões sobre valores de taxas de falhas de equipamentos a serem adotados, sugere valores de probabilidade de ocorrência de fontes de ignição como pode ser observado nas Tabelas 2.4 e 2.5 adiante apresentadas (as figuras originais encontram-se no Anexo B). De forma complementar, o Purple Book (2005) fornece outras orientações para permitir a elaboração de estudos de análise de riscos tais como: os percentuais de massa envolvidas em explosões, modelagens de dispersão, modelos de Probit etc.

Tabela 2.3 - Exemplo de Ficha de dados do TNO Purple Book – Freqüências de vazamentos em vasos

Instalação (parte da)	**G.1 Instantâneo**	**G.2 Contínuo, 10 min**	**G3 Contínuo, φ = 10 mm**
Vaso de pressão	5×10^{-7} y^{-1}	5×10^{-7} y^{-1}	1×10^{-5} y^{-1}
Vaso de processo	5×10^{-6} y^{-1}	5×10^{-6} y^{-1}	1×10^{-4} y^{-1}
Reator	5×10^{-6} y^{-1}	5×10^{-6} y^{-1}	1×10^{-4} y^{-1}

Tabela 2.4 - Exemplo de Ficha de dados do TNO Purple Book – Probabilidades de Ignição direta para instalações fixas

Fonte		**Substância**		
Contínuo	**Instantâneo**	**K1, líquido**	**Gás, Baixa Reatividade**	**Gás, Média/Alta Reatividade**
< 10 kg/s	< 1000 kg	0,065	0,02	0,2
10 – 100 kg/s	1000 – 10.000 kg	0,065	0,04	0,5
> 100 kg/s	> 10.000 kg	0,065	0,09	0,7

2.7 Considerações

Os dados apresentados sobre as bases de dados de falhas e de confiabilidade mostraram que estas progrediram rapidamente. A partir da primeira geração, tais bancos de dados percorreram um longo caminho até alcançar o formato essencial que permite ao usuário resolver vários problemas práticos relacionados à segurança e ao nível de confiabilidade desejado.

Os bancos de confiabilidade modernos possuem as seguintes características:

- Grande número de equipamentos e falhas incluído nas bases de dados;
- Amplo escopo de informações envolvidas: dados numéricos sobre modos de falhas, parâmetros de manutenção, condições ambientais etc (OREDA (SINTEF, 2002), FACTS (2006) e outros);
- Apresentação de intervalos de confiança nas estimativas das taxas de falhas (IEEE-500 (1984), T-Book (CARLSON, 1987), OREDA (SINTEF, 2002), EIREDA (1991), CCPS (1989 e1998));
- Bancos de dados direcionados para tipos de equipamentos ou áreas diversificadas da indústria. Para citar alguns temos:
  - Nuclear: T-Book, NUREGs (1975, 1983c, 2002b), ZEDB (AKHMEDJANOV, 2001), CORDS (AKHMEDJANOV, 2001), IAEA TECDOCs (1988a, 1988b, 1989, 1997 etc);
    - ZEBD (Zentrale Zuverrlässingkeits – und Ereignisdatenbank) – Dados de 19 plantas nucleares alemães e 1 planta holandesa (dados de projeto, operação, dados de componentes importantes em APSs);
    - CORDS – Nuclear Component Reliability Data System (Canadá);
  - Química: CCPS (1989, 1998), EGIG (2007), CONCAWE (2007);
  - Offshore: OREDA (SINTEF, 2002);
  - Eletrônica: SRDF (AKHMEDJANOV, 2001), EIREDA (1991) etc.

A aplicação de bases de dados de confiabilidade à investigação do desempenho de sistemas tecnológicos permite: (AKHMEDJANOV, 2001)

- Redução no tempo de atualização dos dados de confiabilidade;
- Realizar análises de segurança, confiabilidade e manutenibilidade através do uso de métodos amplamente utilizados tais como: árvores de falhas,

construção de cadeias de eventos, método de Monte Carlo, planejamento da manutenção para a prevenção de falhas críticas etc;

- Verificação de resultados através da repetição de cálculos.

As propriedades anteriormente mencionadas levam à expectativa da obtenção de resultados relevantes após a implantação em projetos, especialmente os relacionados aos programas de avaliação de riscos quantitativos, prevenção na segurança de processos de indústrias nucleares e químicas, manutenção das fontes de energia e muitas outras. Ao mesmo tempo em que fica claro que a complexidade das situações nas quais as bases de dados têm que ser utilizados, também provoca a necessidade de investigações adicionais para não só promover as bases de dados existentes, mas também construir novas.

As futuras direções desta atividade são:

1. Pode ser observado que muitos bancos contêm informações obtidas através de diferentes procedimentos de coleta de tal modo que a comparação entre o conteúdo de bancos de dados mostrou, algumas vezes, uma grande variação nos valores de parâmetros; conseqüentemente surge o problema de como promover o consenso entre dados de diferentes fontes. As razões para as diferenças encontradas são:
   - Diferentes condições de trabalho e manutenção;
   - Diferentes procedimentos de coleta de dados;
   - Diferentes procedimentos de apresentação e visualização de dados.

Segundo AKHMEDJANOV (2001), as soluções possíveis para estes problemas são:

- Análise mais detalhada de amostras de dados diferentes e mudança nos padrões para a definição das principais fontes das diferenças, p.ex., através do preparo de um conjunto de dados de teste e a investigação dos resultados;
- Investigação dos procedimentos utilizados na análise de dados para a definição das principais fontes de diferenças e interpretação dos resultados;
- Definição da apresentação de um conjunto típico de dados de confiabilidade que pode ser utilizado em um largo espectro de requisitos;

2. Os tipos específicos de bancos de dados para análise de confiabilidade e para a análise de riscos industriais geralmente são concebidos como diferentes e independentes, ainda que a correta análise de riscos deva ter a

oportunidade enxergar de toda a cadeia de eventos (desde as falhas de equipamentos até os acidentes com conseqüências definidas). Como resultados, são necessárias bases de dados combinadas hierarquicamente e nas quais os bancos de dados de confiabilidade têm um papel importante;

3. O fato de bancos de dados de confiabilidade serem considerados ferramentas de suporte, a efetiva tomada de decisão é inerente à necessidade de se compor dados com os algoritmos necessários para o tratamento da informação, visualização de resultados intermediários e formação de conclusões preliminares. De fato, isto significa que a grande maioria de tais bases de dados foi transformada em bancos de dados.

A implantação da atividade que objetiva construir os fundamentos para a formação de novos tipos de fontes de dados necessita tanto de pesquisa quanto de desenvolvimento, sendo implantada conforme o diagrama ilustrado na Figura 2.4 a seguir.

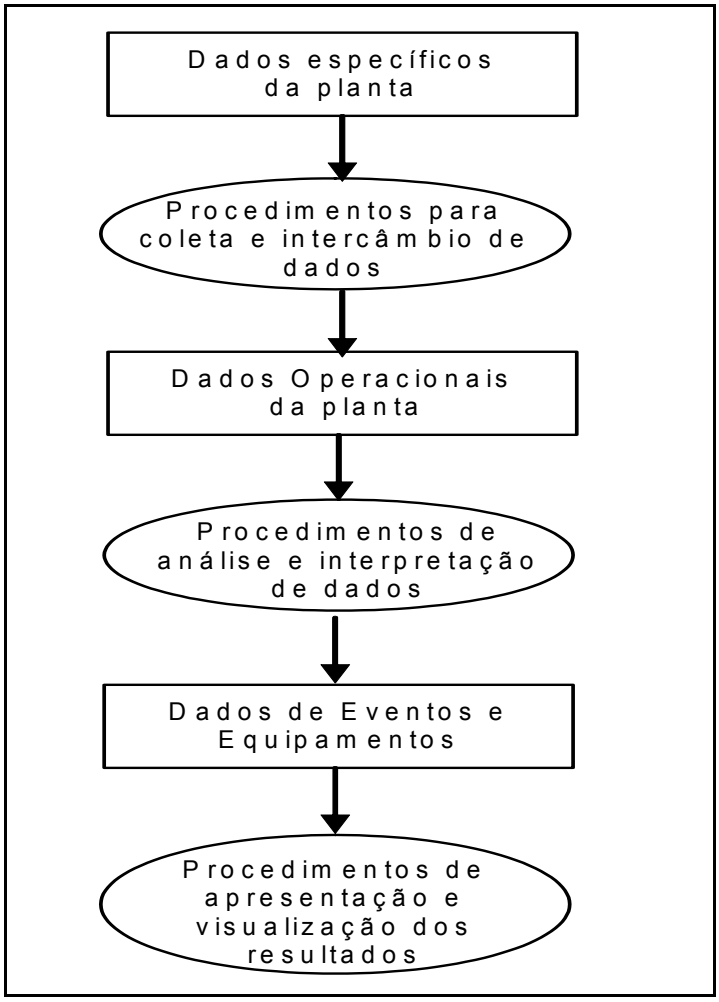


Figura 2.4: Diagrama de Obtenção de Dados Específicos

As tendências futuras para estes conjuntos de dados se mostram úteis aos responsáveis pela tomada de decisão ao fornecer as informações necessárias para um razoável desenvolvimento e melhorias na confiabilidade que poderiam levar toda uma década devido às condições atuais da base tecnológica.

Estes estudos e outros desenvolvimentos convenceram FRAGOLA (1996) de que o papel futuro da confiabilidade preditiva é de ser uma ferramenta útil na tomada de decisão e em assegurar que tais trabalhos pioneiros serão continuados. Os bancos de dados de confiabilidade e riscos teriam se tornado artefatos inúteis e as críticas seriam totalmente justificadas em cobrar a extinção e o abandono da confiabilidade preditiva baseada na informação que eles contêm caso os esforços não tivessem sido levados adiante e os bancos de dados tradicionais tivessem continuado sua missão inócua de estritamente documentar os dados e parâmetros para equipamentos e dispositivos específicos.

Capítulo 3

ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA - APS

3.1 Introdução

A metodologia da APS permite a identificação de cenários de acidentes e a estimativa numérica dos riscos. Associada à tradicional abordagem determinística, a APS é uma ferramenta poderosa na identificação das seqüências de acidentes e às vulnerabilidades associadas à planta, avaliando o projeto e os riscos envolvidos na operação da planta.

Neste capítulo será apresentada a evolução da APS e o papel dos bancos de dados de falhas nesta evolução.

3.2 Histórico

As primeiras iniciativas relacionadas ao gerenciamento de riscos e segurança nas usinas nucleares comerciais nos EUAs foram decorrentes do uso militar da energia nuclear no desenvolvimento de submarinos e navios nucleares. As primeiras usinas nucleares eram pequenas (em sua maioria com potências inferiores a 100 mW) e eram uma extrapolação de projetos de submarinos (GARRICK, 2002).

As contenções secundárias do reator também tiveram sua origem no projeto de submarinos nucleares como resultado de um protótipo terrestre de reator submarino localizado em uma região próxima à centros populacionais.

As primeiras exigências regulatórias foram estabelecidas considerando-se as seguintes funções de segurança:

- Controle da reatividade;
- Sistemas de resfriamento do núcleo;
- Remoção do calor de decaimento;
- Sistemas elétricos de potência etc.

Tais critérios exigiam redundâncias e algumas vezes, diversidade nas funções de segurança. Os Acidentes de Base de Projeto foram definidos como um conjunto hipotético de acidentes, limitado em número e escopo criado num esforço de agrupar todos os chamados “acidentes plausíveis” e, dentre estes, um conjunto de fenômenos naturais foi definido (desligamento seguro em caso de terremoto, tornado de maior intensidade, inundações etc) e incluído no projeto de uma planta nuclear.

A idéia era garantir que as plantas nucleares fossem projetadas para todos os grandes acidentes plausíveis de modo tal que elas seriam capazes de suportar qualquer acidente imaginável. Também se acreditava que este processo dispensaria a planta da presença de operadores, pois todos os equipamentos relacionados às funções de segurança da base de projeto reagiriam automaticamente no caso da ocorrência de um acidente de base de projeto. Neste mesmo contexto, os acidentes nos quais o núcleo do reator seria severamente danificado foram expressamente excluídos da base de projetos de plantas nucleares. Assim, os acidentes que formavam a base de projeto eram utilizados, basicamente, na definição dos fatores de distância para a locação de plantas nucleares longe do acesso do público.

Estes primeiros critérios regulatórios já envolviam elementos de quantificação de risco, ainda que um pouco rudimentares. As estimativas das freqüências dos eventos iniciadores e das probabilidades condicionais da disponibilidade de sistemas de segurança dos acidentes de base de projeto e fenômenos externos eram realizadas de modo qualitativo, baseando-se na experiência dos analistas da Comissão Americana de Energia Atômica (USA Atomic Energy Commission – USAEC), fornecedores de reatores e empresas de consultoria.

As especificações técnicas também definiam os limites de tempo nos quais os equipamentos relacionados à segurança ficariam fora de operação (manutenção ou testes) e são baseadas na limitada experiência dos analistas da USAEC e da indústria de usinas nucleares de potência. A natureza, de certa forma arbitrária, no estabelecimento dos fatores de distanciamento para a localização das plantas nucleares começou a causar interesse em se desenvolver uma abordagem lógica e mais realista. Farmer (1967) então propôs, na década de 60, uma nova abordagem de segurança baseada na confiabilidade de equipamentos que limitam as conseqüências dos acidentes postulados.

Em meados da década de 60, a USAEC patrocinou uma série de estudos sob a direção de B. J. Garrick (GARRICK, 1988 e 2002) para investigar os méritos de uma abordagem mais probabilística na análise de segurança das usinas nucleares americanas. Na mesma época, instituições acadêmicas também conduziam pesquisas para avaliar a possibilidade de uma abordagem de engenharia para a análise de segurança de vários sistemas de plantas nucleares. Entretanto, o trabalho que mudaria a segurança nuclear para sempre ainda estava por vir.

3.3 WASH-1400 (Reactor Safety Study – RSS)

Em 1972, a USAEC empreendeu o Reactor Safety Study – RSS (NRC 1975) com a coordenação do Prof. Norman C. Rasmussen do Massachusetts Institute of Technology – MIT. O estudo levou 3 anos até ser concluído em 1975 quando foi apresentado formalmente. Este estudo mudou a maneira com que eram encaradas a segurança e as soluções de engenharia de plantas nucleares. O RSS utilizou a usina de Surry (tipo PWR) e a usina de Peach Bottom (tipo BWR) como projetos de referência e calculou o risco da operação de 100 reatores do tipo água-leve em operação nos Estados Unidos àquela época.

O RSS, também conhecido como WASH-1400 (NRC,1975), teve como principais descobertas, o fato de que o risco associado à operação do grupo de usinas nucleares selecionado é realmente pequeno e que o contribuinte dominante no risco não é o acidente de grande perda de refrigerante conforme enfatizado no acidente de base de projeto. Ao contrário, os transientes e os acidentes de pequenas perdas de refrigerante freqüentemente são os contribuintes de maior peso para o risco. O WASH-1400 (NRC,1975) também indicou que as pessoas na usina tinham um papel importante na avaliação do risco a saúde e não haviam sido excluídos da planta, o que contrariava o conceito de envelope da base de projeto.

A publicação do WASH-1400 (NRC,1975) causou as mais diversas reações entre as empresas e os órgãos reguladores. A revisão mais completa e justa do RSS foi conduzida pelo Risk Assessment Review Group chefiado pelo Prof. Harold W. Lewis da Universidade da Califórnia/ Santa Bárbara e foi realizada em 1978. O Grupo foi organizado pela NRC e constituído em 1977 em atendimento à solicitação do congressista americano Morris K. Udall que era o responsável pelo Committee on Interior and Insular Affairs e se interessou pelo RSS (NRC,1975) . A NRC substituiu a USAEC nos assuntos de regulamentação de plantas nucleares a partir de 1975 quando a agência americana foi desmembrada em diversas entidades.

A revisão realizada pelo Comitê Lewis também teve uma recepção controversa, principalmente devido a um mal-entendido sobre o que LEWIS (1977) concluiu. Ele criticou a análise de incertezas do WASH-1400 (NRC,1975) e cobrou cuidados na determinação dos intervalos de confiança dos riscos encontrados. A metodologia utilizada por LEWIS (1977) em seu relatório de avaliação do WASH-1400, teve forte apoio e o seu uso foi recomendado em futuros estudos.

O endosso da USNRC ao RSS (NRC, 1975) só ocorreu após a ocorrência do acidente na usina Three Mile Island 2 (TMI-2) quando a agência reconheceu que o transiente que levou ao acidente em TMI-2 havia sido considerado em uma das

seqüências acidentais previstas no RSS (NRC, 1975), apesar deste não apresentar exatamente a mesma seqüência nem as probabilidades estimadas nos dois estudos (RSS e Relatório Lewis) serem próximas.

Dois outros estudos independentes pós-TMI fortemente recomendaram o uso das técnicas de Análise Probabilística de Segurança-APS. Estes estudos são: o relatório da Comissão do Acidente no TMI, conhecido como Relatório Kemeny (KEMENY,1979) e o Relatório Rogovin (NRC, 1980). Ambos influenciaram o posicionamento da NRC com relação ao RSS e logo vários outros relatórios que se seguiram valorizaram dos estudos quantitativos de risco. Como os requisitos de licenciamento das plantas nucleares permaneceram sem alterações nos anos 60 e 70, foi difícil para a equipe da NRC modificá-los utilizando-se de resultados nas APS.

Este contexto consolida a definição "tripla" de risco na qual para se responder a pergunta "o que é risco?" torna-se necessário responder a outras três perguntas complementares: "O que pode dar errado?"; "Qual a probabilidade?" e "Quais as conseqüências?". Esta definição foi sendo adotada por vários segmentos da indústria, agências governamentais e instituições acadêmicas como, por exemplo, a NRC. A pergunta "O que pode dar errado?" é claramente bem respondida com a identificação de um conjunto de cenários de interesse. A pergunta "Qual a probabilidade?" É definida pelo processamento das evidências que dão suporte a cada cenário. E finalmente a pergunta "Quais as conseqüências?" trata do estado final dos cenários e é, geralmente, definido antecipadamente, p.ex.: freqüência de danos no núcleo, número de fatalidades etc.

As conseqüências desta nova abordagem é que a metodologia probabilística do RSS incorporou características que agregaram credibilidade ao seu conteúdo e formato, o que promoveu uma aceitação mais ampla da sua aplicação.

3.4 Evolução das APSs

Ao mesmo tempo em que o acidente de TMI-2 provocou várias mudanças nos requisitos legais, um esforço em larga escala foi feito para estimar o risco à saúde das pessoas para todas as plantas nucleares americanas. Este estudo da degradação do núcleo foi chamado de Industry Degraded Core Program – IDCP tendo sido desenvolvido por Pickard, Lowe e Garrick Inc. para a Usina Zion em 1981 e para a Usina Indian Point em 1982. Estas foram as primeiras APS que consideraram o derretimento do núcleo e a presença da contenção no tratamento probabilístico da quantificação de riscos. Neste caso não foram realizados APS Nível 1 e 2, mas sim APS Nível 3 nas quais foram analisados: as usinas, a contenção e os efeitos externos

à saúde e à propriedade. A partir daí, os resultados decorrentes de APS foram utilizados legalmente permitindo que as plantas nucleares instaladas próximas à locais populosos não fossem fechadas, o que foi uma grande conquista.

Como resultado das recomendações de Kemeny (KEMENY, 1979) e Rogovin (NRC,1980) e com aumento do entendimento sobre os acidentes graves, o NRC e a indústria começaram a realizar APS para projetos de diversos reatores. As motivações para estas atividades envolveram três etapas:

- Refinar e padronizar a metodologia;
- Explorar como os resultados de riscos variavam de acordo com diferentes projetos de reatores e
- Treinar a equipe da NRC, operadores e dos engenheiros de projeto na sua aplicação.

Vários guias de procedimentos foram publicados, mais notadamente os PRA Procedures Guides (ex.: NUREG 1983) preparados sob os auspícios da Sociedade Nuclear Americana (American Nuclear Society) e do Instituto de Engenheiros Elétricos e Eletrônicos (IEEE – Institute of Electric and Electronic Engineers, 1984). Desde então, vários estudos e documentos foram elaborados para orientar a elaboração de APS para os vários tipos de instalações nucleares (comerciais, pesquisa etc) como, por exemplo, APS Oconee; APS Zion, Indian Point e outras (WALL, 2001). Tais estudos apontaram e propuseram modificações nas bases de projeto que, após discussões, foram incorporadas às exigências regulatórias. Dentre estas podemos citar a carta enviada por Robert F. Christie ao NRC Comissioners solicitando alterações nos documentos 10 CFR 50.44 e no Apêndice A - Critério Geral de Projeto n. 41, pois as evidências mostravam que a importância relativa da combustão do hidrogênio era muito pequena se comparada à possibilidade de falha da contenção. Em decorrência desta constatação, algumas das modificações propostas foram:

- Retirar todos os requisitos de projeto relacionados ao hidrogênio;
- Acrescentar exigências para que PWR demonstrem que a contenção pode suportar a queima do hidrogênio no caso de acidentes com alta probabilidade de causar severos danos ao núcleo do reator.

Outras iniciativas também promoveram mudanças nos requisitos regulatórios nem tanto relacionadas às APSs, mas sim à regulamentação baseada na informação (risk-informed) e baseada no desempenho (performance-based) (NRC, 2002). Para citarmos algumas destas alterações temos:

- Especificações Técnicas (10 CFR 50.36): algumas mudanças nas especificações sem alterar as exigências regulatórias;

- Eliminação da ruptura guilhotina da maior tubulação do sistema de resfriamento da base de projeto. Esta alteração vem sendo proposta por alguns proprietários de plantas nucleares e seria uma continuação da metodologia de análise do vazamento antes da ruptura (leak-before-break analysis) aprovada recentemente pela NRC para alguns casos;

Enquanto que, no período 1975 até meados dos anos 80, o desenvolvimento de APS estava em considerável atividade, uma quantidade semelhante de trabalhos estava em andamento na Europa. Isto ocorreu, provavelmente, devido ao que já seria um movimento na direção da abordagem baseada em risco utilizada por Farmer (FARMER,1967) no Reino Unido.

Em adição à crescente atividade relacionada às APSs no Reino Unido, um estudo de quantificação de riscos foi realizado para os reatores na Alemanha e foi desenvolvido utilizando-se os métodos empregados no RSS. Ressalta-se que os resultados obtidos influenciaram os projetos das plantas alemãs. Em meados dos anos 80, as APSs foram bem recebidas na Suécia, Japão, Taiwan, Coréia do Norte e Suíça e também influenciaram o projetos de plantas nucleares nestes países.

A NRC publicou documentos contendo a política Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants (NRC, 1983a, 1983b) - Objetivos de Segurança para a operação de usinas nucleares que incluía objetivos qualitativos e a quantificação de efeitos relacionados aos efeitos à saúde (NRC,1986). Estes esforços foram uma tentativa para definir “Quão seguro é suficientemente seguro?” (How Safe Is Safe Enough?), mas esta política não tinha atribuições legais.

Em 1988, a NRC publicou a Generic Letter 88-20 (NRC, 1988) que passou a exigir Exames de Individuais das Plantas (Individual Plant Examination – IPE) para determinar se qualquer planta nuclear era segura com relação aos riscos à saúde da população próxima. A GL 88-20 (NRC, 1988) não exigia a APS de cada usina nuclear, mas indicava que seria suficiente uma análise escopo mais simplificado. Contudo, cada usina nuclear americana escolheu fazer pelo menos a APS Nível 1 (Cálculo da CDF – core damage frequency), algumas a APS Nível 2 que considera os sistemas e modelos de contenção e poucas a APS Nível 3 que avalia os riscos à saúde da população próxima.

A GL 88-20 (NRC,1988) seguiu-se de suplementos que requeriam a consideração de eventos externos (IPEEE) para cada planta nuclear. As plantas nucleares executaram a APS para ambos IPE e IPEEE nos anos 90. Após ter recebido os IPE/ IPEEEs de cada usina nuclear nos EUA, a NRC focou seus trabalhos no uso desta informação através do uso de Medidas de Importância (FV, RRW, RAW e B) que

trazem informações significativas sobre os componentes e as ações humanas com relação ao risco. (WALL, 2001e FULLWOOD, 1998)

A referência mais antiga sobre as Medidas de Importância foi feita por Birnbaum e foi trazida à atenção dos analistas de risco por Lambert quando seus conceitos foram estendidos aos reatores por Vesely. Estas Medidas de Importância foram definidas de modo a mostrar que a falha de um sistema pode ser descrita a partir de seus eventos básicos por um Modelo Booleano (árvores de falhas, geralmente) onde tais eventos geralmente incluem falhas de componentes, erros humanos, eventos externos (ex. terremotos) ou a indisponibilidade de componentes devido à teste/ manutenção (WALL, 2001).

Se as probabilidades dos eventos básicos forem conhecidas, podem ser calculadas a probabilidade de falha do sistema e a importância relativa das causas individuais na probabilidade de falha do sistema como um todo. Este conceito pôde ser aplicado à segurança do reator usando as informações disponibilizadas nas APS ou IPE/IPEEE que informam as probabilidades dos eventos básicos das freqüências de danos ao núcleo ou de grandes vazamentos previstos (Large Early Release Frequency - LERF).

Dentre os estudos de pesquisa publicados, a avaliação que a NRC fez sobre 5 reatores do tipo LWR (light water reactor) publicada sob o código NUREG-1150 (NRC, 1991) foi a mais abrangente, completa e sofisticada. Este estudo pode ser considerado uma atualização do WASH 1400 (NRC,1975) e comparações realizadas entre os dois estudos mostraram que, 15 anos depois da publicação do RSS, houve refinamento nas metodologias e uma melhoria nas informações quanto a confiabilidade dos componentes. Estas modificações levaram à uma ligeira redução da CDF (freqüência de danos ao núcleo) e reduziram o termo relativo à fonte emissora (composição e quantidades de material radiativo liberado como resultado de um severo acidente) em aproximadamente um fator de 20. Dentre outros resultados, o NUREG-1150 (NRC, 1991) concluiu que os riscos ao público eram ainda inferiores aos previstos no WASH-1400 (NRC,1975), tendo sido atendidos todos os objetivos e requisitos de segurança da NRC (safety goals).

Em 1995, a NRC publicou as diretrizes de sua política no documento NRC 60 FR 42622 – Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities – Final Policy Statement (NRC, 1995) que encorajou o uso da quantificação probabilística dos riscos pela equipe da NRC responsável, mas que ainda não possuía efeito legal.

Em 2000, a NRC apresentou os princípios gerais para uso da quantificação dos riscos no contexto regulatório através da publicação do RG-1174 (NRC, 2000) que é o

mais genérico dos cinco guias publicados até então e que definiu as faixas aceitáveis para mudanças com respeito à freqüência de danos ao núcleo e freqüência de grandes vazamentos. As mudanças que permanecem dentro nas faixas aceitáveis também têm que ser avaliadas, utilizando-se de outros critérios tais como defesa em profundidade e margens de segurança. Os cinco princípios-chaves do RG-1174 (NRC, 2000) são:

1. As mudanças propostas têm que atender às regulamentações em vigor a não ser que sejam exceções explícitas;
2. As mudanças propostas têm que estar de acordo com a filosofia de defesa em profundidade;
3. As mudanças propostas devem manter as margens de segurança apropriadas e suficientes;
4. Quando as mudanças resultarem no aumento da freqüência de danos ao núcleo (CDF) e/ou no risco, o aumento deverá ser menor e consistente com a política de objetivos de segurança estabelecida pela NRC;
5. Os impactos das mudanças devem ser monitorados utilizando-se das estratégias de medida de desempenho.

A diferença de 25 anos entre a publicação do WASH-1400 (NRC, 1975) e o RG-1174 (NRC, 2000) mostra que houve uma transição de uma visão determinista para uma estrutura baseada na regulamentação da informação de risco (Risk Informed), mantendo algum formato da primeira (a estrutura e seus controles).

Um ponto importante para esta evolução foi o melhoramento da tecnologia computacional que, por volta dos anos 90 avançou o suficiente para permitir que as técnicas de análise de riscos fossem realizadas em uma escala bastante ampla, passando a ser limitadas, não mais pelo tempo necessário ao seu desenvolvimento, mas pelo próprio processo de regulamentação.

Uma linha do tempo da indústria nuclear apresentando os eventos importantes na indústria nuclear (azul) e eventos importantes relacionados ao uso da análise probabilística de segurança (vermelho) encontra-se apresentada na Figura 3.1 a seguir.

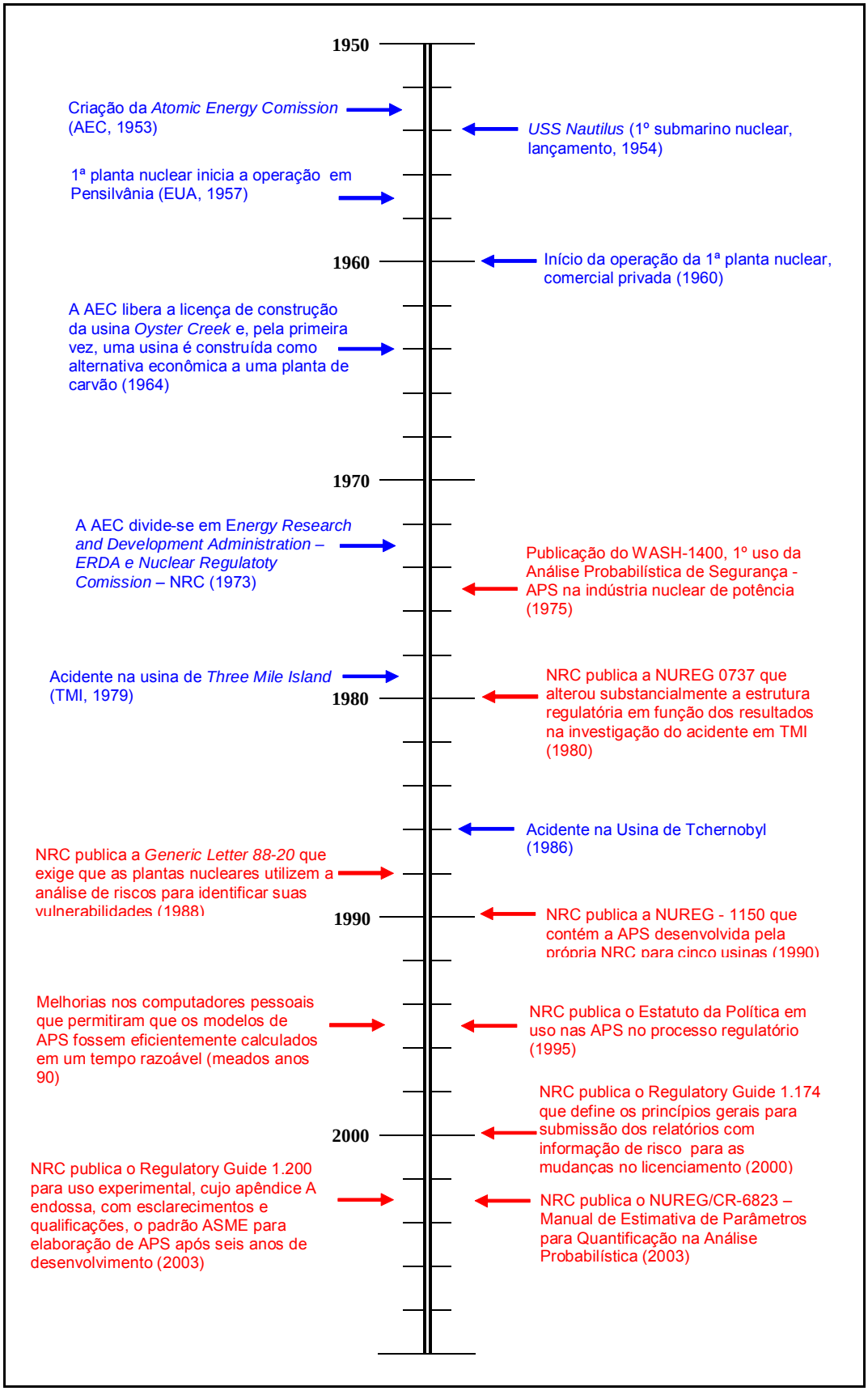


Figura 3.1- Linha do Tempo para a Indústria Nuclear

3.5 Considerações sobre a Confiabilidade dos Sistemas nas APS

Os resultados esperados de uma APS são a determinação de quais sistemas estruturas e componentes (systems, structures and components - SSC) são relevantes para a estimativa do risco e precisam ser monitorados de perto, além da determinação dos parâmetros numéricos e critérios de desempenho que precisam ser alcançados por estes SSCs (ou seja, confiabilidade do sistema) e limitar os equipamentos que podem estar fora de operação para manutenção preventiva ou testes (ou seja, disponibilidade).

Os maiores benefícios obtidos a partir de uma APS são as oportunidades para a redução/controle dos riscos. Sendo estas consistentes com a avaliação das freqüências e conseqüências dos cenários de acidentes possíveis e que são resultado de um modelo de risco integrado para a planta como um todo. A APS pode realmente ser utilizada na determinação de quais eventos (da perspectiva da freqüência) deverão ser considerados nas falhas limitantes das bases de projeto (Limiting Design Basis Faults) para as quais é exigida a análise termo-hidráulica.

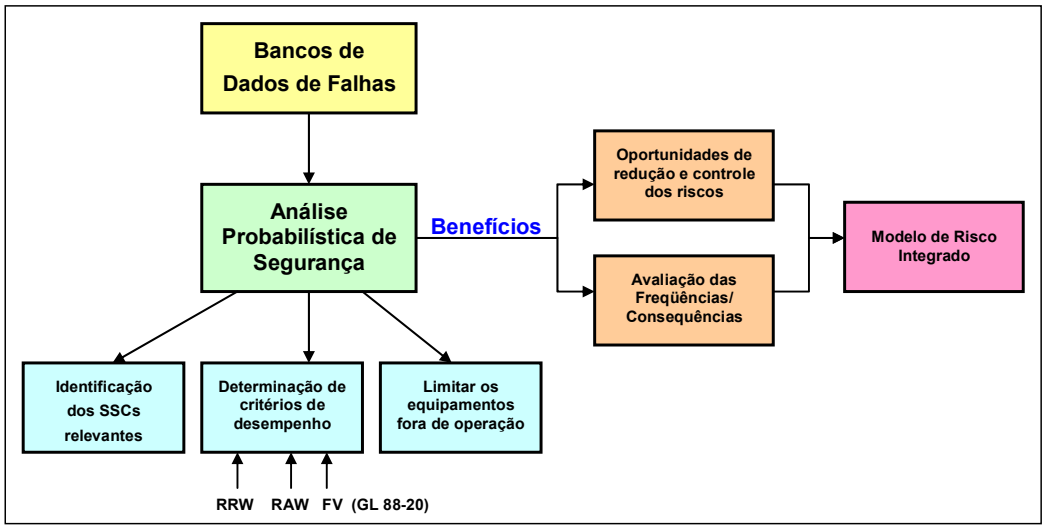


Figura 3.2- Benefícios obtidos a partir de uma APS

É recomendado que a APS inclua modos de falhas de componentes ativos e passivos em todos os sistemas, particularmente se achar que testes não demonstraram a operação de sucesso de componentes passivos. Experiência e conhecimento de engenharia também são necessários na determinação dos dados existentes que são mais aplicáveis aos novos sistemas ou na definição de qual banco de dados ou modelo genérico apresentará a melhor informação para o novo projeto.

Neste caso, a análise de sensibilidade dos resultados mostrará a importância destas avaliações no dimensionamento da segurança da planta.

Em todas as APSs, os dados de confiabilidade levam em consideração a possível dinâmica de processo e as condições operacionais que podem existir no momento do evento inicial e durante a ocorrência do cenário acidental.

Em geral, os dados de confiabilidade podem ser de dois tipos: específicos ou genéricos. Os dados específicos para a instalação são dados obtidos a partir de registros ou taxas de falhas de componentes ou indisponibilidades do sistema e são os preferidos, contudo, na maioria dos casos, dados específicos das instalações não estão disponíveis.

Os dados genéricos são derivados de instalações industriais de natureza similar ou do comportamento de componentes que estão nas mesmas condições operacionais ou de uso. Um dos pontos mais importantes relativo ao uso de dados genéricos trata da sua aplicação à instalação em análise, considerando-se seus componentes e o seu regime de operação. Os dados genéricos disponíveis raramente são inteiramente aplicáveis à planta considerada, então os analistas devem utilizar a experiência na seleção das melhores fontes para cada caso. Caso os dados específicos existam, mas sejam esparsos, uma alternativa é criar a base de dados específica combinando a experiência da planta com a informação genérica utilizando-se, p.ex., de técnicas bayesianas.

3.6 Bancos de Dados Genéricos Utilizados nas APSs

Os parâmetros de confiabilidade encontrados nas APSs são, ora específicos (derivados diretamente da experiência operacional de plantas específicas), ora genéricos, ambos atualizados com dados específicos ou de dados de plantas externas mas quantificados de modo a serem aplicáveis a componentes particulares.

Vários bancos de dados de confiabilidade são mencionados na literatura especializada, contudo, os de maior importância para o desenvolvimento de APSs contêm dados que foram compilados a partir da experiência nuclear ou de especialistas com conhecimento nesta área. Como fontes de dados genéricos na área nuclear, podemos citar os documentos publicados por DEXTER e PERKINS (1982) e o estudo publicado por ZENTNER (1992), sendo que este último lista de oito bancos de dados de confiabilidade genéricos.

Como exemplo de bases de dados de plantas específicas que foram desenvolvidos a partir da experiência operacional direta ou de dados específicos

adaptados à própria experiência operacional podemos citar as APSs das plantas Oconee, Zion e Ringhals (WALL,2001).

Também existem várias outras bases de dados compiladas de APSs cujos parâmetros de confiabilidade estão baseados, em sua maioria, em dados genéricos nucleares, industriais e militares ou mesmo, na opinião de especialistas. Esta abordagem é usual quando a APS está sendo realizada em uma fase pré-operacional ou no início da fase de operação da planta quando a experiência operacional é limitada. Como p.ex., podemos citar as APS das plantas Shoreham, Sizewell B e o estudo de risco alemão (German Risk Study). (WALL, 2001 e IAEA 1988a, 1988b, 1989).

Quando um programa de elaboração de várias APS está sendo desenvolvido, geralmente um único banco de dados é utilizado para várias plantas (a menos que dados específicos sejam utilizados). Estes tipos de bases de dados geralmente envolvem outras plantas nucleares, indústrias ou experiência militar. As bases de dados deste tipo de estudo podem ser encontradas no:

- NUREG 2728, além de dados de confiabilidade também apresenta os procedimentos para uma avaliação interina do programa de confiabilidade (NRC, 1983),
- NUREG 2815 - Banco de dados NREP (NRC, 1985) e
- NUREG 4550 Vol 1 - Banco de dados ASEP (NRC, 1989).

Na França, as APSs das instalações nucleares foram desenvolvidas com base na experiência operacional de plantas semelhantes às em estudo e utilizaram dados habitualmente coletados. Neste caso, existindo uma base ampla e consistente de dados operacionais, é possível o desenvolvimento de APSs somente considerando-se os dados operacionais.

A fonte de dados mais amplamente utilizada, considerando-se a opinião de especialistas é a IEEE Standard 500 (IEEE, 1984) que contém parâmetros de confiabilidade para um grande número de componentes de usinas nucleares (NPP – Nuclear Power Plants). Já os dados de confiabilidade compilados exclusivamente a partir da experiência operacional nuclear são encontrados em vários relatórios: NUREG-1205 (NRC,1980b) para bombas, NUREG-1362 (NRC, 1976) para geradores diesel de emergência e NUREG-1363 (NRC, 1980c) para válvulas. Tais documentos são baseados integralmente na análise de relatórios de dados básicos.

Vários outros NUREGs ou publicações para indústria apresentam parâmetros derivados da experiência operacional a partir de um grupo limitado de plantas e que consideram os grandes vazamentos previstos (large early releases - LER), a

documentação interna da planta ou mesmo as informações cedidas pelo próprio pessoal envolvido na operação da planta (ex.: PURPLE BOOK, 2005).

Fora dos EUA, o Banco de Dados de Confiabilidade sueco I-Booken (CARLSON, 1987) é amplamente conhecido e compila informações da experiência operacional de sete usinas do tipo PWR.

No Brasil existem algumas iniciativas no estabelecimento de bancos de dados de confiabilidade para reatores nucleares de pesquisa. Em 2001, o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN assinou um contrato com a AIEA - Agência Internacional de Energia Atômica para o desenvolvimento de um projeto de atualização e expansão dos dados de confiabilidade para as APS de reatores de pesquisa IEA-R1 e IPEN/MB-01 do IPEN (OLIVEIRA, 2002 e 2005).

Outra iniciativa nesta área também está em andamento no IPEN/CNEN, mas não é direcionada à área nuclear. O projeto envolve a análise de confiabilidade de plantas de co-geração para avaliação da confiabilidade do sistema de térmicas como parte do "Programa Prioritário de Termeletricidade – PPT" estabelecido pela Portaria Interministerial MME/MF 176 de 2001, publicada durante o Governo Fernando Henrique Cardoso (OLIVEIRA, 2002 e 2005).

Existem várias fontes de dados industriais e militares disponíveis, a maioria dos quais cobre uma área muito específica de aplicação. Algumas das mais conhecidas são:

- MIL-HDBK-217 (1995) amplamente utilizada para componentes eletrônicos;
- SRD que possui uma ampla base de dados principalmente relacionados à indústria e
- Manual OREDA (SINTEF, 2002) para dados e parâmetros de confiabilidade na área "offshore".

3.7 Pontos Importantes Observados

A elaboração do documento Individual Plant Examination - IPE (General Letter 88-20) levaram à formação de um banco de dados do perfil de risco de cada planta nuclear nos EUA. A partir daí, a NRC passou a focar nas medidas de importância que fornecem informações sobre componentes, procedimentos e fatores humanos que são significativos em termos dos riscos. Estes conceitos relacionam as probabilidades básicas de falhas de componentes individuais à freqüência de danos ao núcleo – CDF.

Segundo SPECTER (1992), por ocasião do Public Briefing of NRC Comissioners em 1992, aprox. 50 - 500 componentes (≤ 0,5%) de ~100.000 componentes em uma planta nuclear determinam aproximadamente 90% da

freqüência de danos ao núcleo (CDF). Esta informação passaria então a ser utilizada no aumento da segurança do processo, na otimização de processos de operação, manutenção, alocação otimizada de recursos etc (WALL, 2001).

Outro resultado interessante do IPE foi apontado por Rahn no documento (interno) Comparison of Reliabilities of Q and non Q Components[2] publicado pelo Institute of Nuclear Power Operations-INPO que comparou as taxas de falhas de componentes relacionados à segurança (nuclear) e com as taxas de falhas de componentes comerciais e não encontrou diferenças estatisticamente significativas (WALL, 2001). Os conceitos apresentados nesta referência foram:

- Conceitos Importantes do IPE
  - ❖ Garantia de Qualidade (Graded Quality Assurance): Assegurar a qualidade dos componentes SSCs (mais importantes fazem parte de uma Q List) e ter que satisfazer os requisitos regulatórios do 10 CFR 50 Ap. B (Quality Assurance Criteria for NPP and Fuel Reprocessing Plants);
  - ❖ Especificações Técnicas (Technical Specifications): Estabelecimento de Condições Limites de Operação e Requisitos de Semelhança (sistemas com funções semelhantes, mas com conceitos diferentes)
  - ❖ Controle de Configuração de Equipamentos (Equipment Configuration Control): Estabelecimento do gerenciamento da configuração de componentes para alcançar objetivos específicos, i.e., definir o estado operacional da usina nuclear de potência;
  - ❖ Regras de Manutenção (Maintenance Rule): Estabelecimento de programas de manutenção para redução da probabilidade de falhas e eventos causados por ausência da manutenção efetiva.
  - ❖ Teste de Vazamento na Contenção (Containment Leakage Testing) – Anexo J: Estabelecimento de 3 tipos de testes Tipos A, B e C para avaliação da contenção. Parte do programa para modificar ou eliminar requisitos insignificantes em termos de segurança, o NRC permitiu um aumento da taxa de vazamento em até 200 vezes;
  - ❖ Regulamentação com Informação de Riscos (NRC Risk-Informed Regulations):

[2] Estruturas, sistemas e componentes (SSC) mais importantes fazem parte de uma *Q List*

- Implantação uma série de Regulatory Guides (ex.: RG-1174 (NRC, 1989), RG-1177 (NRC,1986), RG-1175 (NRC,1987) e RG-1178 (NRC,1998) e
- Standard Review Plan (ex.: NUREG 0800 (NRC, 1981)), Revisão 10 CFR Part 50 (NRC,1988) e SECY-99-26 (NRC, 1998)).

Segundo WALL (2001) também importantes são as conseqüências da implantação do Plano Padrão de Avaliação (Risk Informed Regulations), tais como:

- Estabelecimento de regras para manutenção e avaliação de taxas de vazamento na contenção primária através da determinação de quais estruturas, sistemas e componentes (SSC) são importantes no risco e precisam ser monitorados;
- Definição dos critérios de desempenho e parâmetros numéricos que devem ser alcançados pelos SSCs e
- Limitação dos equipamentos que podem estar fora de serviço em testes e manutenção preventiva.

As medidas de importância são conceitos de grande relevância que têm sido utilizados em diversas APS para o gerenciamento de políticas de segurança, projeto, alocação de recursos etc (FULLWOOD, 1998 e WALL, 2001).

Do mesmo modo, o Teste em Serviço (Inservice Testing) - IST levou ao desenvolvimento de métodos de identificação de oportunidades para redução dos requisitos e compromissos regulatórios relacionados aos padrões IST e resultaram na redução significativa nos recursos alocados no IST dos componentes que contribuem de modo insignificante para a segurança e confiabilidade da operação da planta nuclear.

Capítulo 4

ANÁLISE QUANTITATIVA DE RISCOS - AQR

4.1 Introdução

Do mesmo modo que na área nuclear, a elaboração de uma AQR permite a identificação de cenários de acidentes e a estimativa numérica dos riscos, sendo também uma ferramenta poderosa na identificação das seqüências de acidentes e às vulnerabilidades associadas à planta, avaliando o projeto e os riscos envolvidos na operação da planta. Esta metodologia é amplamente utilizada na indústria química e petroquímica.

Neste capítulo será apresentada a evolução da AQR e também o papel dos bancos de dados de falhas nesta evolução.

4.2 Histórico

Os acidentes industriais surgiram em decorrência do próprio progresso industrial e do desenvolvimento de técnicas de produção num processo iniciado na Revolução Industrial (segunda metade do século XVIII). Conforme ressaltado por HAGUENAUER (1986), a partir da Segunda Guerra Mundial, o crescimento da demanda por produtos industrializados levou ao desenvolvimento de tecnologias e à expansão dos complexos químicos industriais (FREITAS, 2000).

Segundo THEYS (1987), a natureza altamente competitiva deste setor aliada ao crescimento da economia em escala mundial e ao rápido avanço tecnológico possibilitou um aumento na capacidade das plantas industriais e na complexidade dos processos produtivos (FREITAS, 2000).

A década de 60 viu o início de uma série de desenvolvimentos tecnológicos que resultaram em grandes mudanças nas indústrias químicas e petroquímicas e de exploração de petróleo. Vários fatores estavam envolvidos nestas mudanças: condições de operação que se tornaram mais severas, a grande quantidade de energia envolvida nos processos, problemas com a resistência dos materiais e controle de processo etc, que tornava os processos produtivos mais perigosos.

Conforme constatado em estudo publicado pela UNEP em 1992 (FREITAS, 2000), este crescimento das atividades de processo, armazenamento e transporte de produtos químicos provocou um aumento no número de trabalhadores e comunidades expostas ao risco de acidentes enquanto que, paralelamente se observa um aumento

na freqüência e gravidade dos acidentes químicos nesta atividade. Comparativamente, a operação destas plantas tornou-se mais complexa e relativamente difícil em relação às plantas menores (menos complexas) que eram mais fáceis de interromper e retornar a operação. Estes fatores aumentaram, p.ex., o potencial de perdas humanas e econômicas decorrentes de acidentes.

A indústria química de todo mundo reconhece que o desastre químico de dezembro 1984 em Bhopal (Índia) provocou grandes mudanças imediatas e definitivas na interação das indústrias químicas com as comunidades locais, na natureza e na extensão das exigências regulatórias a serem cumpridas em todos os níveis de governo. A Figura 4.1 a seguir ilustra as mudanças provocadas pela ocorrência de grandes acidentes.

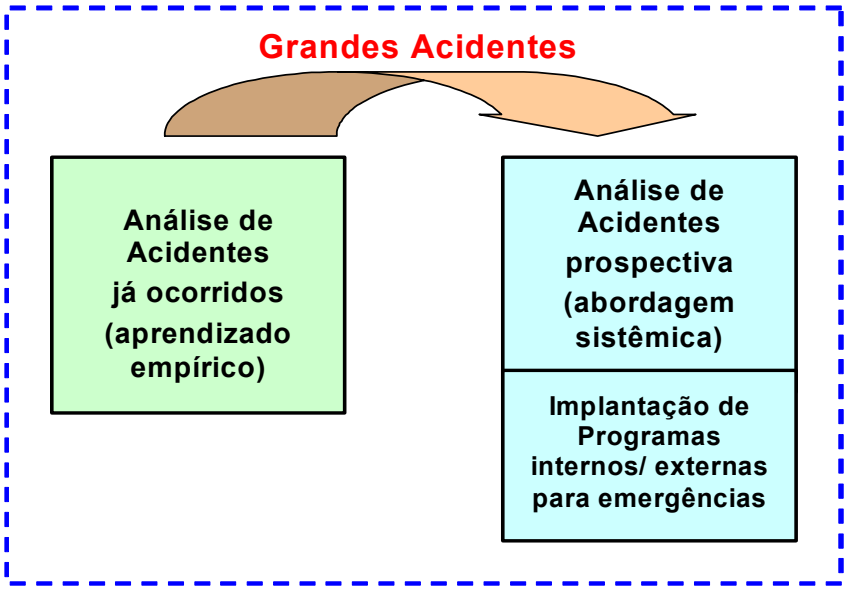


Figura 4.1 - Mudanças decorrentes de Grandes Acidentes

Os acidentes nas indústrias de processo deram impulso à criação de controles regulatórios em todo o mundo. No Reino Unido, o Adisory Commitee on Major Hazards publicou seu terceiro relatório ACMH (ACMH, 1983) e ao mesmo tempo, a comunidade européia desenvolvia seus próprios controles que foram publicados na Diretriz para acidentes maiores (Major Accidents Hazards), mais conhecida como Diretriz de Seveso (COUNCIL, 1982). A legislação resultante encontra-se no NIHHS Regulations 1982 e no CIMAH Regulations 1984.

Nos Estados Unidos a abordagem adotada na prevenção e resposta à acidentes em plantas químicas submeteu-se a duas grandes transformações nos últimos 20 anos. A primeira foi provocada pela tragédia de Bhopal que, junto com outros acidentes menos severos ocorridos à mesma época nos EUA, provocaram

grandes mudanças na indústria química americana. A segunda foi a criação de várias leis federais e exigências regulatórias para prevenção da ocorrência de acidentes envolvendo produtos químicos e na mitigação e resposta (LLORY, 1999).

Estas leis e regulamentos dos EUA incluem o planejamento da emergência, o decreto Community Right-to-Know Act de 1986 e a emenda Clean Air Act Amendments de 1990 que criaram o Programa da Gerência de Risco da EPA e o Padrão de Gerenciamento de Segurança da OSHA.

Acidentes relevantes como os de Bhopal/Índia (1984), Seveso/Itália (1982) e Vila Socó/Brasil (1984) também provocaram grandes impactos psicológicos e sociais sobre as populações expostas além dos tradicionalmente considerados (propriedade, saúde, meio ambiente e finanças) (FREITAS, 2000).

Desde 1950, significativos avanços tecnológicos têm sido alcançados pela segurança de processo e hoje em dia, a segurança tem importância igual à produção e se tornou uma disciplina científica que inclui teorias e práticas de complexidade técnica tais como: modelos de dispersões em 3D utilizando-se de modelos computadorizados para cálculos fluidodinâmicos (computorized fluid dinamics-CFD), escoamentos bifásicos e situação de alívio ou mesmo, desenvolvimento de métodos matemáticos na determinação da probabilidade de falha e dos modos de falha de um equipamento de processo.

Os avanços recentes na segurança de plantas químicas enfatizam o uso de ferramentas tecnológicas na obtenção de informações apropriadas para subsidiar as tomadas de decisão necessárias com respeito ao projeto e operação.

4.3 Evolução das AQRs

Nas indústrias de processo, a identificação dos cenários possíveis de acidentes é um ponto-chave na quantificação dos riscos. Contudo, especialmente na abordagem determinística, os piores cenários são avaliados freqüentemente sem levar em consideração a implantação de dispositivos e das políticas de segurança levando a um nível de risco superestimado.

A crescente importância dos acidentes industriais ampliados vem impulsionando o desenvolvimento e a aplicação de novas técnicas de Análise de Riscos no interior das indústrias de processo contínuo em geral, particularmente a indústria química.

Segundo Flothmann e Mjaavatten (FLOTHMANN e MJAAVATTEN,1985), os grandes acidentes proporcionaram uma mudança de paradigma nas técnicas de segurança. Com isso, houve uma passagem da segurança clássica, pautada em

análise de acidentes já ocorridos num processo de aprendizado empírico, para uma abordagem sistêmica, de caráter prospectivo que busca avaliar e prever qualitativa e quantitativamente a ocorrência de acidentes. Paralelamente, vêm se notando um grande desenvolvimento na implantação de programas internos ("insite") e externos ("offsites") de emergências para o caso da ocorrência de acidentes ampliados (FREITAS, 2000).

A análise de acidentes em indústrias de processo exige o aprofundamento do estudo de situações e eventos de risco em suas diferentes fases e características. Para tal, devem ser desenvolvidas abordagens mais sofisticadas de qualificação e quantificação da exposição às situações de risco, que especificam o risco por tipo de operação/ atividades e classificam os acidentes de acordo com causas tecnológicas e organizacionais envolvidas.

O acidente de Seveso (1982) contribuiu dramaticamente para o crescimento da preocupação política acerca dos riscos industriais e acelerou a resposta regulamentadora acerca da segurança de instalações químicas. Juntamente com os acidentes maiores mencionados anteriormente, Seveso tornou-se símbolo das patologias de nossa civilização tecnológica (FREITAS, 2000).

4.3.1 Estudos de Canvey Island (1978 a 1981)

O estudo mais abrangente de Análise de Riscos para instalações não-nucleares no Reino Unido foi o Estudo de Canvey Island desenvolvido pelo Safety and Reliability Directorate- SRD para Health and Safety Executive-HSE. A primeira fase do trabalho está descrita no documento Canvey: An Investigation of Potencial Hazards from Operations in the Canvey Island / Thurrock Area (Primeiro Relatório de Canvey) publicado em 1978 (HSE, 1978). O relatório foi desenvolvido em duas partes: a primeira traz uma introdução desenvolvida pela HSE e a segunda (HSE, 1981), o estudo elaborado pelo SDR propriamente dito.

A origem da investigação foi uma proposta de implantação de uma outra refinaria numa mesma área. Duas companhias de óleo, a Occidental Refineries Ltd e a United Refineries Ltd haviam recebido a concessão para a construção de refinarias. A refinaria da Occidental Refineries Ltd começou a ser construída em 1972, mas foi impedida em 1973 dependendo ainda de uma revisão do projeto. A United Refineries Ltd tinha permissão, mas ainda não havia começado a construção e um processo popular para revogar a permissão da United Refineries Ltd levou ao desenvolvimento do estudo (LEES, 1996).

A investigação se propunha a esclarecer a instalação adicional da refinaria da

United Refineries Ltd sob a luz da investigação e da determinação dos riscos globais à saúde provocados por possíveis interações maiores entre as instalações da área existentes ou não, onde quantidades significativas de substâncias perigosas são fabricadas, estocadas, manuseadas, processadas e transportadas ou utilizadas, incluindo o carregamento ou descarregamento de tais substâncias através de navios em píeres, quantificar tais riscos e apresentá-los à Comissão da HSE (LEES, 1996).

As respostas do Primeiro Relatório de Canvey Island foram centradas principalmente em dois aspectos: a metodologia usada e a magnitude dos riscos quantificados. O HSE patrocinou a continuação do trabalho conhecida como Second Canvey Report desenvolvido em 1981 (HSE, 1981) no qual a metodologia foi revisada e os riscos quantificados são bem mais baixos. As críticas ao HSE (1978) foram publicadas em 1980 por Cremer e Warner, os responsáveis por outro estudo importante – Rijnmod Study (COVO, 1982).

Os riscos quantificados no HSE (1981) foram geralmente menores que os encontrados no primeiro, chegando em alguns casos, a uma redução por um fator de 8. As razões apontadas pelo HSE para esta redução foram as seguintes: melhorias físicas, mudanças na operação, estudos detalhados desenvolvidos pelas companhias, mudanças nas técnicas de quantificação, correção de erros e mudanças já propostas em processo de implantação. Dentre elas, podemos citar a interrupção das atividades de uma das instalações envolvidas (estocagem de amônia). (LEES, 1996).

Este estudo deixou um legado de valores de freqüências, modelos de riscos e relações de danos revisados e que são utilizados como referências até os dias de hoje. Dentre estes aspectos podemos citar a emissão de produtos, dispersão de gases, fontes de ignição, eventos envolvendo incêndios, explosões de nuvens de vapores e vazamentos tóxicos.

4.3.2 Estudo de Rijnmond (Rijnmond Study, 1982)

Outro estudo importante e abrangente na questão da quantificação dos riscos foi o Estudo de Rijnmond (Rijnmond Study) desenvolvido por Cremer e Warner para o Rijnmond Public Authority. O estudo entitulado Risk Analysis of Six Potencially Hazardous Area, A Pilot Sudy foi desenvolvido em 1982 e envolveu um vasto complexo de indústrias químicas e petroquímicas das quais sete são refinarias (LEES, 1996 e COVO, 1982).

Em 1976 a Rijnmond Public Authority (COVO) publicou notas sobre os riscos industriais e foi fortemente criticada pelas indústrias. A Comissão COVO então foi definida, contemplando representantes dos trabalhadores através do Labour

Inspectorate of the Ministry of Social Affairs, da Rijnmond Public Authority e da indústria.

A Comissão COVO decidiu desenvolver um estudo de modo a avaliar a aplicabilidade da metodologia de quantificação de risco na tomada de decisão quanto à segurança utilizada por CREMER e WARNER (COVO,1982). Uma comissão fiscalizadora foi formada e o estudo foi desenvolvido de acordo com as exigências desta comissão reforçada por consultores da indústria, representantes do Batelle Institute que foram encarregados de avaliar a metodologia e os modelos utilizados. A investigação envolveu a identificação dos principais riscos das instalações da área, a quantificação dos riscos sociais e individuais associados e a proposição de medidas remediadoras para a redução dos riscos. (LEES, 1996 e COVO, 1982).

O estudo levou 2,5 anos para ser finalizado apesar de a conclusão estar inicialmente prevista após um ano de trabalho. O relatório final foi publicado em 1982 e era composto de cinco partes: (COVO, 1982)

- Parte 1: Relatório da comissão fiscalizadora,
- Parte 2: Relatório principal desenvolvido por Cremer e Warner,
- Parte 3: Estudo complementar de Cremer e Warner,
- Parte 4: Revisão realizada pelo Instituto Batelle e, finalmente,
- Parte 5: Comentários das indústrias e de outras instituições.

As críticas ao estudo foram publicadas sob a forma de revisões realizadas por consultores externos e comentários de indústrias. Muitos destes relatos estavam relacionados aos dados de falhas e eventos, modelos de riscos e relações de danos, principalmente aos modelos. Ainda assim, este estudo continua sendo utilizado como referência de tais dados até os dias de hoje.

A Figura 4.2 a seguir apresenta a linha do tempo para as análises de riscos industriais e que inclui os eventos importantes para as indústrias químicas e petroquímicas (azul) e nucleares (vermelho).

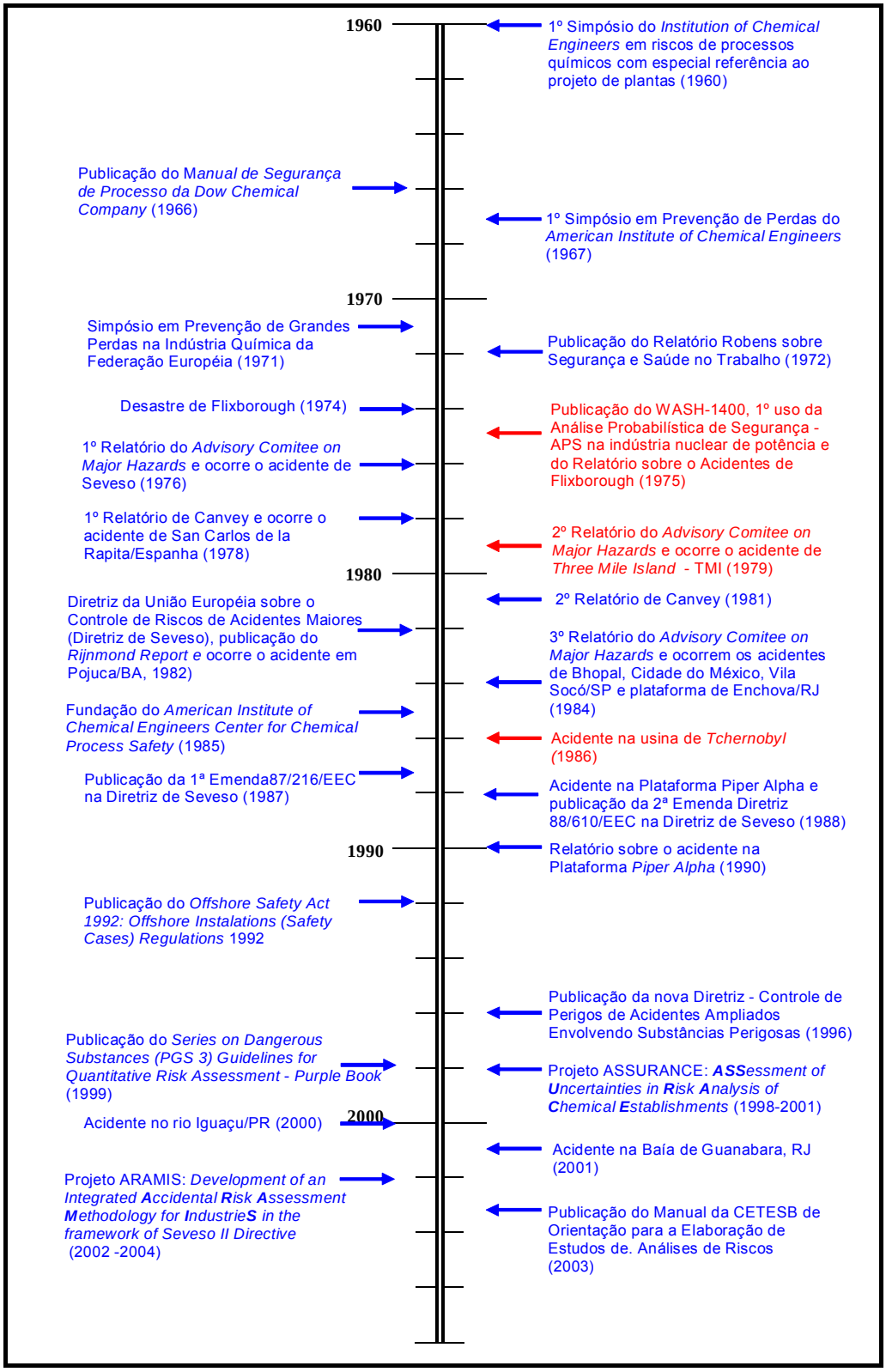


Figura 4.2: Linha do Tempo para a análise de riscos industriais

4.4 Considerações sobre Diretriz de Seveso (Diretiva 82/501/EEC)

A mais bem conhecida conseqüência do acidente de Seveso foi o impulso na criação de um novo sistema regulamentador, denominado Diretriz de Seveso (COUNCIL, 1982). Dentro da Comunidade Européia (agora União Européia), cada país possuía previamente sua própria tradição para gerenciar a segurança industrial.

Discussões urgentes acerca de uma nova estrutura regulamentadora para a segurança de instalações perigosas, a ser compartilhada por todos os estados-membros foram iniciadas após a explosão de ciclohexano na planta industrial da Nypro Ltd, em Flixborough (Reino Unido, 1974) que produziu 28 óbitos, 36 trabalhadores feridos e 53 pessoas da comunidade com algum dano à saúde e centenas com problemas menores. Nos dois anos seguintes, mais três acidentes químicos sérios ocorreram na Comunidade Européia sendo eles: Beek, Holanda, 1975, Manfredonia e finalmente Seveso, Itália, 1975. (FREITAS, 2000)

Esses acidentes demonstraram a necessidade de uma nova legislação para a melhoria da segurança das instalações industriais no enfrentamento dos problemas com características regionais e que podem ultrapassar as fronteiras dos países em uma Europa integrada, bem como estabelecer a implementação de planos externos de emergências.

O desastre de Seveso e os outros acidentes ampliados mencionados anteriormente, que ocorreram no mesmo período, demonstraram dramaticamente a inadequação das regulamentações e das práticas correntes para o gerenciamento dos riscos. A vulnerabilidade das comunidades afetadas localmente começou a ser percebida como um reflexo de uma ampla vulnerabilidade das sociedades como um todo. Independentemente de suas características e dinâmicas específicas, esses acidentes surgiram como sintomas de uma falha global das políticas de gerenciamento de riscos industriais. Em particular, a ausência comum de informações completas acerca das instalações industriais, às vezes até de sua existência, foi sentida como uma grande fraqueza, o que impedia medidas preventivas e um planejamento de emergências adequado.

A Diretiva 82/501/EEC adotada pelo Conselho em 24 de junho de 1982, logo se tornou conhecida como Diretriz de Seveso (COUNCIL,1982). Antes, as indústrias nos diferentes estados membros eram sujeitas as obrigações de vários níveis de severidade e a submissão do relatório de segurança por parte da empresa responsável pela instalação perigosa não era obrigatória em todos os países.

O desastre de Seveso e outros acidentes ampliados anteriormente mencionados que ocorreram no mesmo período, demonstraram dramaticamente a inadequação das regulamentações e das práticas coerentes para o gerenciamento de riscos. A vulnerabilidade das comunidades afetadas localmente começou a ser percebida como um reflexo de uma ampla vulnerabilidade das sociedades como um todo. Independentemente de suas características e dinâmicas específicas, esses acidentes ocorreram como sintomas de uma falha global das políticas de gerenciamento de riscos industriais.

A Diretriz (COUNCIL,1982), em seu artigo 8, trouxe mudanças inovadoras na legislação de segurança, pois pela primeira vez, as pessoas e não só os trabalhadores, são levadas em consideração no direito de serem informados. Este artigo foi muito discutido e teve fortes resistências, mas inovou ao comunicar ao público temas tradicionalmente de exclusivos de especialistas.

Dentre outros procedimentos, a Diretriz (COUNCIL,1982) inclui medidas que garantem a sua efetiva implantação, assim como a sua adaptação aos progressos técnicos e a troca de informações entre seus membros sobre experiências adquiridas, visando à prevenção de acidentes ampliados e à limitação de suas conseqüências. Este processo resultou em duas emendas à Diretriz original (1982), que foram concebidas após a ocorrência de outros desastres industriais ampliados, em particular Bhopal,1984, Cidade do México,1984 e Basiléia,1986.

A primeira emenda, intitulada Diretriz 87/216/EEC, foi adotada pelo Conselho em 19 de março de 1987. A segunda emenda, a Diretriz 88/610/EEC (COUNCIL, 1988), foi lançada pelo Conselho em 24 de novembro de 1988. Entre outras, a última emenda revisa substancialmente o artigo 8 que versa sobre a informação pública, enunciando que esta deve ser publicamente disponível, assim como fornecida ativamente e de modo apropriado, periodicamente repetida e atualizada sempre que necessário. Outras alterações foram incorporadas à Diretriz (COUNCIL,1988) com respeito à informação pública e em 1994, a Comissão Européia publicou diretrizes gerais a este respeito.

Finalmente em 1996, uma nova Diretriz (COUNCIL,1988), substituindo a de 1982, foi lançada com o nome “Controle de Perigos de Acidentes Ampliados Envolvendo Substâncias Perigosas” que inova com relação ao acesso do público a partes dos relatórios de segurança, preconiza uma maior participação do público no processo de implantação de novas unidades industriais e nos planejamentos de emergências.

4.5 Projetos da União Européia: ASSURANCE e ARAMIS

No começo deste século, alguns acidentes tais como os que ocorreram em 2001 em Toulouse (França) ou em 2002 em Lagos (Nigéria) levaram o público a imaginar ou desconfiar das decisões tomadas, tanto por parte da indústria quanto por parte dos órgãos reguladores com relação aos riscos industriais. As comunidades querem ser informadas e exigem mais transparência nos processos de tomada de decisão. (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 1998).

Tais decisões obviamente necessitam do embasamento de dados científicos confiáveis provenientes de análises de riscos. Mas existem variações notáveis nos resultados obtidos de um analista de risco para outro, o que afetaria qualquer decisão relevante. Esta é a origem da necessidade de uma metodologia com regras consistentes para a seleção de cenários e que leve em consideração a efetividade do gerenciamento de segurança para o controle do risco. No contexto da Diretriz de Seveso II, havia também a necessidade adicional em se definir uma metodologia que pudesse alcançar o consenso entre especialistas de risco em toda a Europa.

Em 1998 foi criado o Programa ASSURANCE – ASSessment of Uncertainties in Risk Analysis of Chemical Establishments patrocinado pelo 4^{th} Framework Programme European Comission. Este programa foi um exercício para o entendimento das discrepâncias entre os especialistas em análise de riscos em instalações químicas (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 1998).

O Projeto ASSURANCE consistia na comparação de cenários selecionados, da estimativa das conseqüências e na comparação na estimativa das probabilidades. Os participantes usaram diversas técnicas de análise de riscos e chegaram a conclusões bastante diferentes com respeito à seleção de cenários, à estimativa das probabilidades e à estimativa das conseqüências. Por exemplo, para um evento clássico “ruptura de linha 4” de amônia no sistema de distribuição”, a avaliação mais otimista calculou uma probabilidade de $3{,}4 \times 10^{-8}$/ano, enquanto que a mais pessimista, em $2{,}3 \times 10^{-4}$/ano. Em termos da estimativa das conseqüências, as distâncias estimadas foram 400 m e 2 km. A estimativa final das curvas de iso-riscos levou a uma diferença de 800m entre as estimativas para o nível 1×10^{-5}/ano.

Com base na análise de resultados semelhantes aos anteriormente mencionados, o Projeto ASSURANCE mostrou que realmente havia discrepâncias entre os especialistas em termos das definições dos cenários a serem considerados na análise de riscos. As causas identificadas mostraram que algumas considerações eram diferentes e que estas tinham forte impacto nas conseqüências calculadas. Também foram encontradas discrepâncias na estimativa das probabilidades de alguns

eventos porque há falta de dados confiáveis e contextualizados (taxas de falhas). E mais, o projeto apontou que as curvas de riscos mapeadas não tinham significado para as autoridades locais e para o público (nos países onde o risco era baseado nas conseqüências).

Neste contexto foi criado pelo 5º Framework Programme European Comission o Projeto ARAMIS – **A**ccidental **R**isk **A**ssessment **M**ethodology for **I**ndustrie**S** (Metodologia para Quantificação dos Riscos Acidentais para a Indústria) tendo sido iniciado em 1998 e finalizado no fim de 2004. Um ano depois, a metodologia desenvolvida começava cumprir seu papel de harmonizar a implantação da Diretriz de Seveso II na Europa. (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004).

Salvi e Debray (SALVI e DEBRAY, 2006) publicaram um artigo no qual foram apresentados, de modo resumido, os resultados mais relevantes da metodologia e mostraram como as necessidades dos potenciais usuários do ARAMIS foram alcançadas. Na segunda parte do artigo foram apresentados os estudos de caso desenvolvidos em 2004 em plantas industriais na França e na Dinamarca onde riscos são calculados com base nas conseqüências e na Holanda.

Os interessados nos resultados do ARAMIS eram muitos, entretanto os mais envolvidos eram os operadores de plantas, as autoridades competentes e as autoridades locais. Enquanto o operador necessita de um método para identificar, quantificar e reduzir os riscos, as autoridades competentes têm que aceitar a metodologia e esta última deverá possibilitar a quantificação dos riscos conhecendo-se o relatório de segurança. Por fim, as autoridades locais estão interessadas nos aspectos de uso e ocupação do solo.

O ARAMIS foi pensado para resolver tais problemas e fazer uma ponte entre as necessidades e convergir a abordagem determinística e a probabilística e resolver as dificuldades inerentes a cada uma delas. À medida que se trata da abordagem determinística, o limite lida com a dificuldade de justificar as escolhas dos cenários de referência a serem considerados nas decisões a serem tomadas quanto ao uso e ocupação do solo.

Na maioria das vezes a escolha não é feita sobre o pior cenário, mas com base na eliminação dos que parecem muito improváveis. Na abordagem probabilística, a dificuldade reside em produzir ambos dados de probabilidade e na interpretação dos resultados na tomada de decisões apropriadas. O Projeto ARAMIS não resolveu estas dificuldades completamente, mas pôde desenvolver ferramentas e a estrutura que possibilita a tomada de decisões.

A metodologia ARAMIS é baseada na definição de risco que define os elementos nos quais a análise de riscos quantitativa deve se concentrar. O risco é a

probabilidade de que um elemento de um território sofra um dano. O risco também pode ser também expresso em termos da freqüência. Para provocar um dano, um fenômeno perigoso com uma dada intensidade tem que atingir um elemento vulnerável. O nível de dano esperado é dado pela vulnerabilidade do elemento e pela intensidade do fenômeno. No ARAMIS, a combinação da freqüência e intensidade é chamada severidade. O método objetiva a quantificação separada da severidade e da vulnerabilidade para possibilitar a identificação de elementos-chaves na decisão da quantificação dos riscos.

- Freqüência * intensidade = severidade
- Vulnerabilidade * intensidade = danos
- Risco = freqüência * intensidade * vulnerabilidade

No Projeto ARAMIS a freqüência ou a probabilidade do evento é determinada por dois componentes: a freqüência do evento iniciador, ou seja, as causas do cenário acidental e a confiabilidade e a eficiência das barreiras de segurança que previnem a ocorrência do cenário. Para a quantificação dos riscos é indispensável identificar as causas potenciais do acidente e as barreiras de segurança e quantificar a contribuição delas na estimativa das freqüências dos eventos críticos.

O Apêndice 10 do Relatório do Projeto ARAMIS (*Generic Frequencies Data for the Critical Events)* apresenta uma compilação dos dados sobre freqüências de falhas que podem ser encontradas na literatura para os diferentes eventos críticos, tipos distintos de equipamentos definidos conforme a tipologia ARAMIS e, para cada equipamento, os dados fornecidos contemplam os eventos críticos conforme a matriz EQ-CE (equipamento/evento crítico) da metodologia (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004).

Os dados apresentados no Apêndice 10 do ARAMIS são uma síntese dos dados publicados em literatura (PURPLE BOOK (2005), WASH-1400 (1975) etc) e os autores ressaltam que nenhuma indicação foi encontrada sobre o estado-da-arte das fontes consultadas na sua elaboração. Menciona-se que alguns dos dados disponibilizados são baseados em grandes populações enquanto outros em poucos equipamentos.

A Figura 4.3 a seguir apresenta a matriz de equipamento/evento crítico elaborada para o Projeto ARAMIS (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004). A figura original em inglês encontra-se no Apêndice C.

		Decomposição	Explosão	Materiais em movimento (com entrada de ar)	Materiais em movimento (com entrada de líquidos)	Início de Incêndio	Furo no casco na fase líquida	Furo no casco na fase gasosa	Vazamento de líquido na tubulação	Vazamento de gás na tubulação	Ruptura catastrófica	Colapso de vaso	Colapso do teto
		CE1	CE2	CE3	CE4	CE5	CE6	CE7	CE8	CE9	CE10	CE11	CE12
Armazenamento de sólidos	EQ1	x	x	x	x	x							
Armazenamento de sólidos em pequenas embalagens	EQ2					x					x		
Armazenamento de líquidos em pequenas embalagens	EQ2					x	x	x			x		
Armazenamento pressurizado	EQ4					x	x	x	x	x	x		
Armazenamento em "pads"	EQ5					x		x	x		x	x	
Armazenamento atmosférico	EQ6					x		x			x	x	x
Armazenamento criogênico	EQ7					x	x	x	x	x	x	x	
Equipamento de transporte pressurizado	EQ8					x	x	x	x	x	x		
Equipamento de transporte atmosférico	EQ9					x		x	x		x	x	
Tubulação	EQ10					x			x	x			
Equip. de armazenamento intermediário integrado ao processo	EQ11	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Equip. dedicado a separação física ou química de substâncias	EQ12					x	x	x	x	x	x		
Equip. envolvendo reação química	EQ13					x	x	x	x	x	x		
Equip. projetado para produção de enrgia e suprimento	EQ14					x	x	x	x	x	x		
Equip. para embalar	EQ15			x	x	x			x	x			
Outras Instalações	EQ16					x	x	x	x	x	x		

Figura 4.3: Matriz Equipamento / Evento Crítico – Projeto ARAMIS

Segundo os autores (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004), alguns dados compilados são derivados de populações homogêneas, mas também é provável que grande parte dos dados seja derivada de populações não-homogêneas. Até o momento, estes autores reforçam o fato de que as fontes dos dados publicados no Apêndice 10 do Projeto ARAMIS não informam se e são quais informações que tratam dos equipamentos dos sistemas de segurança e se há ou não informações relativas à sistemas adicionais (ex. ar comprimido, ar de serviço, água de serviço etc) de modo a permitir o uso de tais informações para a redução das freqüências de eventos críticos.

O próprio Apêndice 10 informa que os dados ali apresentados devem ser utilizados com cuidado e que, na maioria dos casos, não devem ser modificados segundo o "sentimento" do usuário sobre o nível de segurança de projeto do equipamento em análise. Se o usuário quiser levar em consideração o sistema de segurança implantado no equipamento em análise, é mais adequado elaborar uma

árvore de falhas e escolher as freqüências para quantificação dos eventos iniciadores e então aplicar a abordagem da barreira de segurança. Esta é a outra maneira proposta pelo ARAMIS para avaliar a freqüência de um evento crítico. Esta segunda forma é mais demorada, mas permite levar em consideração os sistemas de segurança e prevenção.

Finalmente, neste anexo são apresentadas as fontes de dados consultadas e revisadas durante a elaboração do estudo. De um modo geral, pode-se ter em mente que a maioria dos dados é freqüentemente copiada de uma fonte para outra, o que implica na perda de alguma informação. A tarefa de compilar estes dados então se torna difícil na obtenção de informações precisas sobre o tipo de população a partir da qual os dados são derivados, especialmente sobre o estado-da-arte em termos de sistemas de segurança e projeto.

As fontes de dados compiladas no Apêndice 10 do Relatório do Projeto ARAMIS são as seguintes (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004):

- Purple Book: Os dados deste relatório resultam do consenso alcançado através de discussões entre representantes da indústria, autoridades competentes e do governo e são freqüentemente baseados em decisões previamente tomadas utilizando-se do julgamento de especialistas sobre as informações disponíveis no momento (PURPLE BOOK, 2005);
- Relatório TNO-MEP-R-98/501: relatório publicado pelo TNO (1998) sobre a obtenção de freqüências de falhas para casos de acidentes com perdas de contenção (LOCAs);
- RIVM Report 610066014 - A Method To Judge The Internal Risk Of Establishments With Dangerous Substances (Um Método Para Julgar O Risco Interno de Instalações Com Substâncias Perigosas): relatório publicado pelo TNO em 2001 e que apresenta um método para julgar o risco interno de estabelecimentos com substâncias perigosas. Este relatório utiliza os mesmos dados publicados no Purple Book (PURPLE BOOK, 2005);
- OREDA Det Norske Veritas S.A.: Dados publicados pela Det Norske Veritas - DNV nos quais a estimativa da probabilidade de um evento é feita a partir de amostras aleatórias e/ou com ajuda de análise quantitativa por árvore de falhas ou eventos (SINTEF, 2002);
- IPO Manual e o Relatório RE- 95-1: Dados publicados em 1994 pelo Institute of Power Operations e 1996 pelo Comitee for the Prevention of Disasters - Risk Evaluation, respectivamente Handboek Kanscijfers: Dados

publicados em 1994 pelo Department Leefmilieu em Infrastructuur, Bruxelas;

- Canvey Report: dados publicados em 1978 no primeiro relatório sobre os riscos potenciais das operações na área de Canvey Island/ Thurrock no Reino Unido (HSE, 1978);
- LPG Study: Dados publicados em 1983 pelo TNO referentes a uma análise comparativa dos riscos inerentes à operação de transporte através de navio, caminhões-tanques etc com GLP (TNO, 1983);
- EdF: Dados publicados em 1984 pela Eletricité de France – Direction des Études et Recherches sobre a análise de explosões de misturas ar+hidrocarbonetos em meio livre, considerando um estudo determinístico e probabilístico do cenário acidental previsto e os efeitos da supressão da explosão (EdF, 1984).

As freqüências apresentadas no Apêndice 10 têm caráter genérico e não são conhecidos o número e a natureza das barreiras de segurança incluídas nestas freqüências de falhas, nem a idade dos equipamentos no momento da falha. As freqüências são fornecidas para um "nível de segurança padrão", contudo, este não é especificado na literatura.

4.6 Bancos de Dados Genéricos Utilizados nas AQRs

Na indústria química, a Análise Quantitativa de Riscos-AQR em geral, é menos detalhada que a Análise Probabilística de Segurança-APS.

As freqüências de falhas são utilizadas somente para a estimativa dos componentes principais ou ainda somente para o evento acidental. As freqüências usualmente utilizadas são baseadas em dados históricos de incidentes. Muitos conjuntos de dados de freqüências de falhas existem, tais como OREDA (SINTEF, 2002) que é um conjunto de dados de dados de confiabilidade tais como: freqüências de falhas resultante da cooperação dos operadores de plataformas no Mar do Norte e Atlântico Norueguês e o EIREDA (1991) que é composto do mesmo tipo de dados oriundos, principalmente, das companhias européias de geração de energia.

Conforme foi mencionado anteriormente, muitas fontes de informação encontram-se disponíveis na literatura, mas a maioria destas foi desenvolvida para outros tipos de indústrias que não as químicas de processo (na área nuclear podemos citar: WASH-1400 (NRC,1975), TECDOC-478 (IAEA,1988a), TECDOC-504 (IAEA,1988b) e TECDOC-508 (IAEA, 1989) e na área eletrônica: IEEE (IEEE,1997)). Assim, os dados são frequentemente de ordens de grandeza diferentes, as definições

de falhas não são consistentes etc. De qualquer modo, até que informações de melhor qualidade estejam disponíveis, as fontes adiante apresentadas na Tabela 4.1 podem ser utilizadas como uma base de dados consistente.

Tabela 4.1: Algumas Fontes de Dados de Confiabilidade de Equipamentos

Tipo	Referências	Comentários
Fontes Gerais (devem ser consultadas para todos os tipos de equipamento)	WASH-1400	Dados com mais de 30 anos utilizados na quantificação de plantas nucleares, mas ainda é citado. Um trabalho seminal.
	Loss Prevention in the Process Industries (F. Lees)	Uma das melhores referências para análise de riscos de processos. Relativamente atualizada, mas ainda cita dados antigos por necessidade.
	CCPS	Esforço inicial na obtenção de uma base de dados para a indústria química. Infelizmente não foi adiante e apresenta dados limitados como resultados.
	IEEE-500	Contém dados de vários sistemas, para diversos modos de falhas, mas é baseado em dados da indústria nuclear.
	OREDA	Cobre os tipos de equipamentos de interesse, desenvolvido para a indústria offshore.
	E&P Forum	Compêndio de falhas para as indústrias onshore, offshore, transporte de navios e outras.
Fontes Específicas (Equipamentos Adicionais)		
• Vasos de pressão	Smith-Warwick	A mais citada fonte de dados. Infelizmente seus dados são limitados e incluem usos de vasos de pressão que podem ou não ser de interesse geral de analistas de riscos das indústrias de processo.
• Tanques atmosféricos de estocagem	API	O Comitê em tanques de estocagem atmosférica do API está desenvolvendo protocolos baseados em RBI para o gerenciamento de riscos nestes tipos de tanque. Inclui taxas de falhas.
• Compressores	Bloch e Geitner	Inclui modificadores de confiabilidade que podem ser utilizados para adaptar a análise. Ênfase é dada na confiabilidade da operação, em oposição aos vazamentos.
• Dutos	DOT-Department of Transportation California Fire Marshal	Maior base de dados sobre dutos nos EUA. Fornece detalhes de variáveis que afetam as taxas de falhas.

Tipo	Referências	Comentários
(continuação) • Dutos	Mulhbauer CONCAWE	Não possui dados, mas é referência útil pois descreve muitos fatores que podem influenciar as taxas de falhas em dutos. Fonte européia de dados sobre dutos.
• Transportadores em carretas	DOT FEMA- Federal Emergency Management Agency	Informações do Bureau of Transportation Statistics, disponível na internet. Fornece um protocolo de quantificação de riscos, com números, para transporte de produtos perigosos através de navios.
• Erro Humano	NUREGs-1278 e 3518 CCPS	Trabalhos iniciais nesta área, mas é focado para a indústria nuclear. Apresenta boa compilação de dados sobre o assunto.

Pode ser observado que diversas fontes bibliográficas disponibilizam probabilidades genéricas para os eventos críticos. A maioria destas é publicada em países onde a Análise Quantitativa de Riscos – AQR dá suporte à tomada de decisão quanto ao uso e ocupação do solo. Ressalta-se que mais de 180 referências foram examinadas pelo TNO quando da elaboração do PURPLE BOOK (2005) e dentre as quais podemos citar: WASH-1400 (NRC, 1975), Estudo de Canvey Island (HSE, 1978 e 1992), Relatório de Rijnmond (COVO,1981), LPG-Integral Study (PURPLE BOOK, 2005) etc.

Como comentário geral, deve-se observar que alguns autores (mesmo em publicações recentes) copiaram e adaptaram os dados de falha originais cuja maioria foi apresentada pela primeira vez 25 anos atrás. Consequentemente, a base dos dados de falhas é muito menor do que poderia ser esperado já que existe um grande número de referências e ainda mais os dados são bastante antigos.

Outra referência bastante citada é o Manual do Institute of Power Operations-IPO (WALL, 2001 e PURPLE BOOK, 2005) certamente este porque possui dados sobre alguns tipos de tanques que não são citados em nenhuma outra referência.

Segundo DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART (1998), isto pode suscitar dúvidas quanto à origem dos dados, ou seja, se eles são baseados em dados reais ou no julgamento de especialistas e isto torna mais difícil julgar a confiabilidade das fontes de dados consideradas. Ressalta-se que a faixa de freqüência para os eventos críticos poderá variar na proporção de 10 até 10.000 e que, caso não seja possível obter a

freqüência do evento crítico a partir de árvores de falhas ou eventos, serão utilizadas as freqüências genéricas.

Apesar dos problemas relatados sobre dados disponíveis, seria possível construir uma base de dados de taxas de falhas, mas é provável que ela seja tanto imprecisa quanto inadequada para uso em uma situação particular. Neste sentido, a indústria química seguiu uma tendência mais acertada ao procurar desenvolver e publicar dados que são mais específicos e precisos, além de fornecer aos seus especialistas o treinamento estatístico necessário para a utilização apropriada destes dados.

Considerando-se dados de falhas específicos, o documento HID - Semi Permanent Circular SPC-TECH-OSD/24 do Health and Safety Executive-HSE (HSE, 2004) fornece orientações para o uso e quantificação de taxas de falhas para uso em análises de riscos “offshore” (Offshore Safety Cases). Este documento complementa outros dois existentes: Guidance for the Assessment of Fafety Cases-Engineering Topics - GASCET e o Assessment Principles for Offshore Safety Cases - APOSC e apresenta as principais fontes de dados genéricos utilizadas, associadas às várias categorias de dados de modo a identificar e indicar a fonte mais adequada para cada tipo de dado disponível, incluindo-se também os bancos de dados de acidentes (HSE, 2004).

O SPC-TECH-OSD/24 também discute os requisitos legais quanto à adoção dos valores de taxas de falhas e probabilidades além listar pontos chaves na quantificação incluindo áreas nas quais é necessária a intervenção de especialistas para a escolha de valores adequados.

Um resumo das principais fontes de dados recomendadas pela HSE para a atividade offshore pode ser encontrado na Figura 4.4 a seguir. A figura original (em inglês) encontra-se no Anexo C.

Fontes Principais de Dados	A			B		C
	Eventos Iniciadores			Prob. Condic.		
	Riscos Extenos	R. Interno: Hidrocarbonetos	R. Interno: Não-Hidrocarbonetos	EFFECTS	Sistemas de segurança	Consequências
HSE-OSD Banco de Dados de Vazamentos de Hidrocarbonetos		X		X	X	X
Banco de Dados HID "ORION"	X	X	X	X	X	X
OREDA					X	
Classificação de Locações de Riscos		X		X	X	
Causas de Blowouts e Controle		X	X	X	X	X
Estatísticas de Acidentes para Unidades Fixas Offshore na plataforma continental do Reino Unido	X		X			X
Estatísticas de Acidentes para Unidades Flutuantes Offshore na plataforma continental do Reino Unido	X		X			X
Banco de Dados de Colisão Navio/plataforma no Reino Unido	X					X
Dados Públicos de Segurança de Transporte Offshore por Helicóptero no Reino Unido	X					X
Uma Avaliação das Estimativas de Riscos Sísmicos existentes para a plataforma continental do Reino Unido	X					X

Figura 4.4: Principais fontes de dados recomendadas pela HSE para a atividade "offshore"

Este documento é revisado periodicamente para atualização dos dados e considerações. A próxima está prevista para março/2007.

4.7 Considerações sobre a Confiabilidade dos Sistemas nas AQRs

Os métodos padrões de quantificação dos riscos propõem a quantificação da probabilidade de acidentes maiores e decidir a partir desta avaliação se o risco é aceitável ou não. Mas durante o desenvolvimento do Projeto ARAMIS, este cálculo da

probabilidade mostrou não ser uma tarefa fácil (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004).

Um levantamento das fontes de dados de probabilidade foi feito e este mostrou que muitos dos dados disponíveis não estavam adaptados para o uso com as ferramentas disponíveis nos primeiros passos da metodologia. Outras foram obtidas através de métodos estatísticos, mas restritas a áreas geográficas específicas como por ex. a Holanda e assim não são extensivas a outras áreas da Europa. Somente as freqüências essencialmente genéricas puderam ser obtidas a partir das causas de eventos críticos, o que prejudica a possibilidade de se confiar exclusivamente na probabilidade dos eventos.

Contudo, o objetivo principal do ARAMIS foi valorizar, através dos dados contextuais de freqüências, os esforços empreendidos pelos operadores tanto na prevenção quanto na mitigação dos riscos. As freqüências genéricas dos eventos críticos não são adequadas para este propósito e dados contextuais de freqüências dificilmente estão disponíveis nas instalações (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 2004).

Para tal, foi proposto um método alternativo que foca nos valores genéricos para sistemas de segurança e em claras diretrizes para a redução das freqüências finais dos cenários identificados. Primeiramente, ele objetiva ajudar ao usuário na definição dos requisitos de segurança aplicáveis à planta industrial de interesse. Estes requisitos são definidos de acordo com o nível de riscos sem barreiras de segurança. Isto significa que um cálculo grosseiro inicial da probabilidade é feito e que o nível de conseqüência é escolhido para o maior efeito independentemente da vulnerabilidade de qualquer vizinhança. Assim, o método ajuda o usuário a definir as barreiras de segurança através da promoção do conceito da função de segurança e pela formação de diferentes possíveis estratégias da implantação de barreiras para uma dada função de segurança.

As freqüências dos cenários resultantes são então avaliadas a partir da freqüência do evento iniciador e da probabilidade de falha das diferentes barreiras de segurança implantadas de acordo com os princípios derivados do conceito de nível de integridade de sistema mais conhecido como System Integrity Level - SIL disponíveis nos padrões do International Electrotechnical Comission IEC-61508 (IEC, 1998) e IEC-61511 (IEC, 2003). (DELVOSALLE, FIEVEZ, PIPART, 1998).

Entre os cenários que resultam da aplicação das barreiras de segurança, são selecionados para o cálculo da severidade somente os que ficam na faixa de $1x10^{-5}$/ ano até $1x10^{-7}$/ano e estes são chamados “Cenários Acidentais de Referência – CAR” (Reference Accident Scenarios-RAS).

Os níveis de freqüência derivados dos princípios de System Integrity Level-SIL também permitem o uso de dados quantificados quando estes existem, mas também permitem o uso da estimativa qualitativa feita por um grupo de especialistas quando nenhum dado está disponível. Isto dá maior flexibilidade, mas de qualquer modo requer um consenso sobre as freqüências de eventos e barreiras de segurança consideradas para garantir uma variabilidade mínima do resultado da avaliação das freqüências dos cenários. (BEERENS, 2005 e AVEN 2006 a, 2006b).

Capítulo 5

BANCOS DE DADOS DE FALHAS: CENÁRIO ATUAL E TENDÊNCIAS IDENTIFICADAS

5.1 Introdução

A exatidão dos cálculos em uma APS é determinada pela qualidade dos dados empregados, sendo de grande importância que os resultados destes bancos sejam padronizados e obtidos a partir de de informações confiáveis. Neste método (APS) a possibilidade de ocorrer uma falha acidental é estimada a partir das freqüências de falhas de componentes individuais dos sistemas básicos[3]. Qualquer suspeita sobre a base de dados pode prejudicar a credibilidade dos resultados obtidos e, principalmente, as conclusões da análise, pois o método é muito elaborado e requer dados muito fidedignos para não corromper os cálculos de confiabilidade e falha destes componentes.

Existem muitas fontes de dados de confiabilidade a serem consideradas, contudo tais fontes não podem ser utilizadas indiscriminadamente. O analista deve estar bem ciente das vantagens, desvantagens, limitações e aplicabilidade das fontes de dados de confiabilidade disponíveis antes de optar pelas que serão utilizadas em sua análise específica.

As fontes disponíveis podem ser classificadas de modo geral de acordo com o tipo de dado e a especificidade para cada aplicação. A escolha da fonte de dados adequada depende das condições particulares e exigências consideradas na análise em desenvolvimento.

A classificação dos dados de acordo com o modo pelos quais foram obtidos (origem) e pela sua especificidade encontra-se apresentada nas duas próximas Tabelas 5.1 e 5.2.

Tabela 5.1: Classificação dos Dados de acordo com a origem

Fonte do Dado	Vantagens	Limitações
Dados Operacionais	Mais apropriado	Um amplo espectro raramente está disponível
Testes de Campo	A influência de vários parâmetros pode ser avaliada	Parâmetros operacionais importantes podem ser esquecidos

[3] tais como: bombas, sensores de pressão e indicadores de nível.

Fonte do Dado	Vantagens	Limitações
Testes em Laboratório	Mecanismo de falha pode ser mais facilmente identificado, testes podem ser acelerados	Possivelmente fora da realidade operacional porque as condições operacionais consideradas são muito simplificados
Informações Genéricas Publicadas	Dados convenientemente disponíveis, muitas vezes endossados pela reputação da instituição	A fonte primária não é sempre conhecida ou aberta à discussão e análise. O seu uso pode ser mal direcionado e a sua aplicabilidade apresentar problemas
Opiniões de Especialistas (Engineering Judgment)	Muitas vezes a única fonte disponível	É necessário conhecer a experiência dos especialistas e estas não devem ser aceitas sem o juízo crítico da informação disponibilizada

Tabela 5.2: Classificação dos Dados de acordo com a especificidade

Fonte do Dado	Vantagens	Limitações
Dados da própria planta	Mais apropriados	Nem sempre disponíveis
Dados da planta de referência	Disponibilizados pelo fornecedor da planta, frequentemente verificados e validados	Não são apropriados sem as considerações de projeto e a experiência do projetista
Dados Genéricos	Mais facilmente encontrados	Nem sempre apropriados, devem ser usados com cautela e juízo crítico

O analista deve sempre ter em mente que os dados disponíveis não podem ser utilizados indiscriminadamente e em quaisquer circunstâncias. Todos os dados estão sujeitos a limitações que devem ser ponderadas, reconhecidas e entendidas.

As informações devem ser aplicadas dentro dos limites de sua validade e, quando estes não forem conhecidos, a experiência deve ser utilizada para verificar se os dados são apropriados ou não e se algum ajuste é necessário.

A maioria dos estudos, especialmente aqueles relacionados a tipos menos comuns de reatores e plantas, devem usar dados genéricos para estabelecer parâmetros de controle para seus componentes no início da operação da unidade. Nestes casos, os dados são extraídos de informações genéricas e se possível, de plantas de referência, de modo a obter dados os mais realistas possíveis.

Uma vez finalizado o estudo, novos dados podem ser utilizados para validar ou atualizar o trabalho. O processo de validação é ajudado com o uso de dados primários obtidos na própria planta, confirmados por experiência operacional ou com o uso de simuladores de processo.

5.2 Perspectiva Futura dos Bancos de Dados nas APSs

Os problemas decorrentes da coleta e da análise dos dados foram apresentados pela IAEA no TECDOC-504 – Evaluation of Reliability Data Sources (IAEA,1988b) que identificou alguns aspectos que necessitam de especial atenção considerando-se os usuários das informações de confiabilidade delas derivadas.

Alguns dos aspectos levantados neste documento, e adiante apresentados, evidenciam a necessidade de investigações futuras e da cooperação através de órgãos de pesquisa internacional como no caso da IAEA, agência nuclear norte-americana no Programa de Pesquisa em Coleta de Dados e Análise para uso em APSs. Os aspectos mais importantes são:

- Os dados coletados de uma forma mais sistemática nos últimos anos devem ser preferidos para uso em estudos de confiabilidade. Dados históricos contêm importantes evidências que devem ser consideradas nas bases de dados. Entretanto é muito demorado coletar as informações em registros e extrair as informações necessárias. Na verdade, o esforço nem sempre conduzirá a resultados utilizáveis devido à maneira na qual os dados foram originalmente coletados;
- Tempos de operação, de exposição e número de demandas são estimados, em muitos casos, de modo a compensar a ausência de dados reais. Este procedimento pode levar a erros grosseiros;
- Os dados de falhas coletados não refletem, em sua maioria, dependências não explícitas entre partes e seus componentes. Deve ser claramente estabelecido na base de dados, que os dados foram agrupados assumindo-se que as falhas são independentes;
- A identificação das causas básicas é uma fonte importante de informação e deve ser utilizada para desvendar dependências;
- A consideração das taxas de falhas coletadas durante os testes de curta duração como representativas para períodos longos de operação pode ser muito conservativa porque as taxas de falhas são normalmente superiores no período de amaciamento (curva da banheira). Alguns estudos preliminares indicaram um fator de 10. Esta área necessita de estudos adicionais;
- A coleta de dados é demorada e cara, portanto, é importante que os gerentes das plantas estejam convencidos dos benefícios desta atividade. Os gerentes precisam conhecer como as informações obtidas podem ser utilizadas para melhorar a segurança e a disponibilidade da planta. A APS é apenas um dos

possíveis usos dos dados de confiabilidade obtidos;

- É necessário um relacionamento estreito entre os operadores das plantas, responsáveis pela coleta dos dados e os usuários dos dados. Encontros técnicos ou "workshops" podem ser uma maneira efetiva de promover esta interface;
- Bases de dados diferentes devem ter estruturas diferentes conforme seus objetivos específicos. Contudo, é importante que exigências comuns sejam definidas para permitir a comunicação entre as bases de dados geradas;
- Foi recomendado que a IAEA liderasse um esforço na construção de uma rede internacional de intercâmbio de bases de dados nacionais e internacionais;
- A padronização das informações incluídas nas bases de dados é altamente desejável para possibilitar o compartilhamento das informações e da experiência internacionalmente. Os aspectos que exigem padronização incluem, p. ex., a descrição da falha, o modo de operação, tipo de equipamento etc. Os países interessados no compartilhamento dos dados de confiabilidade para usufruir a vantagem dos dados internacionais disponíveis, devem estabelecer na fase de planejamento de seus próprios bancos de dados as estruturas, os padrões e o conteúdo desejado;
- As indústrias militares e aeroespaciais americanas divulgam os dados de falhas para uma base centralizada de dados. A disponibilidade da informação é então compartilhada entre os usuários para vários propósitos, incluindo-se um sistema de alerta para que a ação tomada na prevenção da recorrência de uma falha seja devidamente registrada. Uma extensão de alguns sistemas da área nuclear deve ser considerada.

Estas necessidades foram levantadas em 1988 e, a partir daquela época foram publicados diversos documentos contendo diretrizes para a elaboração de APSs de um modo abrangente e estruturado, visando a garantia da segurança das instalações nucleares em todo o mundo.

Uma lista dos principais documentos publicados e relacionados à confiabilidade dos dados utilizados nas APS encontra-se a seguir apresentada em ordem cronológica.

- IAEA (IAEA,1988a): Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment, TECDOC-478:

  Este documento contém informações sobre dados de confiabilidade para uso em APS;
- IAEA (IAEA, 1988b), Evaluation of Reliability Data Sources, TECDOC-504:

Este documento contém a avaliação das fontes de informações sobre dados de confiabilidade;

- IAEA (IAEA,1989), Survey of Ranges of Component Reliabilty Data for Use in Probabilistic Safety Assessments, TECDOC-508:

  Este documento contém uma pesquisa sobre as faixas de incerteza na avaliação das fontes de informações sobre dados de confiabilidade para uso nas APS;

- IAEA (IAEA, 1995): IPERS (IPERSART) – Guidelines for the International Peer Review Service (International PSA Review Team), TECDOC-832:

  Este documento foi preparado para guiar a elaboração de uma IPERS, descrevendo-se os passos necessários à revisão e evidenciando os aspectos da APS que devem ser avaliados em detalhes. Os objetivos gerais da IPERSART são:

  - ❖ Quantificar a adequação do tratamento dos aspectos tecnológicos e metodologias importantes na APS;
  - ❖ Quantificar se as conclusões específicas obtidas na APS estão adequadamente respaldadas pelas bases técnicas.

  A IPSART não substitui as revisões internas e independentes, não valida a APS ou substitui a garantia de qualidade do documento. As revisões são fiscalizadas pela equipe de APS da IAEA para garantia de que os comentários realizados sejam completamente entendidos e de modo a promover a discussão das APS, transferindo conhecimento e experiência.

- IAEA (IAEA, 1999) Living Probabilistic Safety Assessment - LPSA , TECDOC-1106:

  Este documento define o que é Living PSA (APS Dinâmica) e discute o planejamento e as exigências regulatórias para garantir que uma APS completa seja Living PSA. Discute também os aspectos relacionados ao processo de atualização da APS.

- IAEA (IAEA,2002d) Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes, TECDOC-1144:

  Este documento fornece as diretrizes para a elaboração de uma APS Nível 1 para usinas em condição de operação de baixa potência ou condição de desligamento. Uma maior ênfase é dada aos procedimentos de elaboração da APS que nos detalhes da metodologia. Apresentar exemplos de estados de operação das plantas (Plant Operating States-POS) que foram analisados em projetos de diferentes tecnologias.

- IAEA (IAEA, 2000): Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment –

PSA – Level 1 -TECDOC-1135:

Este documento fornece diretrizes para as autoridades regulatórias em como revisar uma APS, com ênfase em APSs Nível 1, discutindo-se em detalhes as etapas de uma revisão.

- IAEA (IAEA, 2001c): Applications of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants -TECDOC-1200:

  Este documento compila informações em um conjunto completo de requisitos das APSs, discute as bases, a utilidade e o uso regulatório da APS.

- IAEA (IAEA, 2002c): Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments for Non-Reactor Nuclear Facilities -TECDOC-1267:

  Este documento abrange uma nova área de aplicação para as APSs, direcionando as diretrizes de desenvolvimento de APS para instalações que não possuem reatores nucleares, enfatizando principalmente os procedimentos gerais a serem seguidos por instalações em detrimento dos detalhes metodológicos.

- IAEA (IAEA, 2006): Determining the Quality of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants -TECDOC-1511:

  Este documento apresenta as diretrizes, na forma de atributos, que são necessários para garantir a qualidade e a consistência de uma APS. Este documento orienta o processo de revisão de uma APS para determinar a sua adequação técnica em alcançar objetivos específicos, ou seja, garantir que a APS tenha qualidade suficiente para atender a estes requisitos.

A publicação do TECDOC-1511 (IAEA, 2006) levou em consideração a experiência adquirida sobre a garantia da qualidade e verificação das APS em todo o mundo e, também, as diretrizes apresentadas o documento Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications ASME RA-S-2002 publicado pela American Society of Mechanical Engineers-ASME em 2002 (ASME, 2002).

A definição dos atributos de interesse é dependente do propósito e das características das exigências a serem atendidas. Quando utilizados em um processo de decisão, os atributos requeridos dependerão do processo decisório escolhido, e em particular, do critério de aceitabilidade ou das diretrizes às quais os resultados da APS serão comparados.

Os critérios de aceitabilidade são, geralmente, expressos sob a forma de valores numéricos associados à uma métrica específica, como p. ex. a freqüência de

danos ao núcleo (CFD) ou a freqüência de grande vazamentos previstos (LERF). O escopo e as métricas utilizadas nas tomadas de decisão fornecem informações para os requisitos de qualidade associados às APS.

A APS vem sendo amplamente aplicada para atender numerosos requisitos tais como mudanças nas especificações técnicas e no controle da planta, otimização do programa de manutenção etc. Os requisitos da APS são categorizados segundo as categorias e grupos de requisitos e requisitos específicos para cada grupo conforme a Tabela 5.3 apresentada a seguir.

Tabela 5.3: Requisitos das APSs segundo IAEAA TECDOC-1511

Categoria de Requisitos	**Grupos de Requisitos**	**Requisitos Específicos**
1. Quantificação da Segurança		1.1-Quantificação da segurança global da planta 1.2- Revisão periódica de segurança 1.3- Análise do grau de defesa contra cenários terroristas considerados
2. Avaliação do Projeto		2.1 Requisitos da APS para dar suporte a decisões tomadas no projeto de plantas nucleares de potência (planta em projeto) 2.2 Quantificação dos desvios de segurança importantes entre o projeto de uma planta existente e as regras deterministas atualizadas nas regras de projeto
3. Operação da Instalação Nuclear	3.1- Manutenção das Plantas Nucleares	3.1.1-Programa de otimização da manutenção 3.1.2-Manutenção do local com base nos no conhecimento do risco 3.1.3-Programa de gerenciamento do envelhecimento da instalação com apoio das informações de risco
	3.2- Mitigação de Acidentes e Planejamento de Emergências	3.2.1-Desenvolvimento e melhorias de procedimentos de emergência de plantas nucleares; 3.2.2-Apoio no gerenciamento de emergências de plantas nucleares (prevenção e mitigação de acidentes severos) 3.2.3-Apoio no planejamento de emergências de plantas nucleares
	3.3- Treinamento de Pessoal	3.3.1-Melhorias nos programas de treinamento dos operadores 3.3.2-Melhorias nos programas de treinamento do pessoal da manutenção; 3.3.3- Melhorias nos programas de treinamento do pessoal de gerenciamento

Categoria de Requisitos	Grupos de Requisitos	Requisitos Específicos
Continuação 3. Operação da Instalação Nuclear	3.4 Configuração de Controle baseada em Riscos / Monitoramento de Riscos	3.4.1-planejamento da configuração (ex.: apoio para manutenção da planta e testes). 3.4.2-Quantificação do tempo real de configuração e controle (para respostas a emergências) 3.4.3-Exceções para as especificações técnicas e justificativas para a operação contínua; 3.4.4- Especificações técnicas dinâmicas baseadas em risco
4. Mudanças Permanentes na Operação da planta	4.1 Mudanças nas Plantas	4.1.1- Atualizações em plantas nucleares; 4.1.2-Extensão do tempo de vida;
	4.2 Mudanças nas Especificações Técnicas	4.2.1-Determinação e avaliação das mudanças permitidas e mudanças solicitadas pelas especificações técnicas 4.2.2-Especificações técnicas otimizadas por riscos conhecidos 4.2.3- -Determinação e avaliação das mudanças em testes de sobrevivência 4.2.4-Testes em serviço para riscos conhecidos (IST) 4.2.5- Inspeções em serviço para riscos conhecidos (RI-IST)
	4.3 Estabelecimento de Programas de QA para SSCs [4]	4.3.1- Avaliação da significância de equipamentos de risco 4.3.2-Avaliação do impacto no risco de mudanças no atributo qualidade assegurada (QA)
5. Atividades Omitidas	5.1 Monitoramento do Desempenho	5.1.1 Planejamento e priorização das atividades de inspeção 5.1.2- Indicadores de desempenho a longo prazo 5.1.3- Indicadores de desempenho a curto prazo
	5.2 Quantificação do Desempenho	5.2.1-Quantificação das descobertas da inspeção 5.2.2-Avaliação e listagem dos eventos operacionais
6. Avaliação dos itens de segurança	6.1-Avaliação de Risco	6.1.1 Avaliação de risco das medidas corretivas 6.1.2 Avaliação de risco na identificação e listar os itens de segurança
	6.2- Decisões Regulatórias	6.2.1 Decisões regulatórias a longo prazo 6.2.2 Decisões regulatórias interinas

Com base nestas diretrizes, as APS têm sido elaboradas até os dias de hoje em vários níveis e para a grande maioria das plantas nucleares, inclusive no Brasil.

[4] Onde QA = Quality Assurance e SSC = System, Structure and Components.

Mais recentemente a NRC publicou o NUREG/ CR 6901 - Current State of Reliability Modeling Methodologies for Digital Systems and Their Criteria for Nuclear Power Plants Assessments (NRC, 2006) contendo o estado-da-arte com respeito aos sistemas digitais relacionados à operação de usinas nucleares. A modernização das instalações nucleares e a crescente utilização de sistemas e componentes digitais levaram à necessidade de informações sobre a confiabilidade destes novos dispositivos (hardware e software) para garantia das condições de segurança das usinas e plantas nucleares.

5.3 Perspectiva Futura dos Bancos de Dados nas AQRs

O conjunto de freqüências de falhas disponíveis não é normalmente atualizado hoje em dia. Então, há necessidade de revisar e atualizar as freqüências de falhas definidas em guias, como p.ex. o PURPLE BOOK (2005), para um número de cenários e instalações padrões.

BEERENS (2006) em seu artigo apresentam diferentes métodos para a quantificação de risco como também discutem o uso das frequências de falhas genéricas.

A probabilidade de ocorrência de vazamentos em equipamentos é uma informação chave no desenvolvimento de uma análise de riscos quantitativa - AQR de uma planta de processo. Os valores de freqüências que vêm sendo utilizadas em AQRs têm qualidade inferior porque são baseados em fontes antigas e cujas amostras originais de dados nem sempre são conhecidas.

Dados obtidos recentemente em atividades offshore (SPOUGE, 2005) fazem parte de um conjunto de informações de alta qualidade que mostrou que as freqüências utilizadas até então são muito baixas. Muito desta discrepância é resultado da prática corrente nas AQRs da quantificação somente dos cenários de vazamentos mais perigosos.

Conforme reforçado por SPOUGE (2005) em seu recente artigo sobre taxas de falhas, as práticas modernas de gerenciamento de segurança de processo se utilizam da análise de riscos quantitativa na tomada de decisões relativas à segurança da planta. Tais decisões devem considerar a disponibilidade de recursos de segurança, nível de inspeção e manutenção, inventário permitido de substâncias perigosas na planta e o distanciamento de populações circunvizinhas. Uma parte altamente

importante neste gerenciamento[5] trata das freqüências de vazamentos a partir dos diferentes equipamentos existentes em uma planta.

As freqüências genéricas de vazamentos são aplicáveis a um equipamento típico, diferentemente das freqüências específicas calculadas para equipamentos de um determinado fornecedor ou condições específicas de operação.

O papel das freqüências de vazamentos em uma AQR está ilustrado na Figura 5.1 apresentada a seguir.

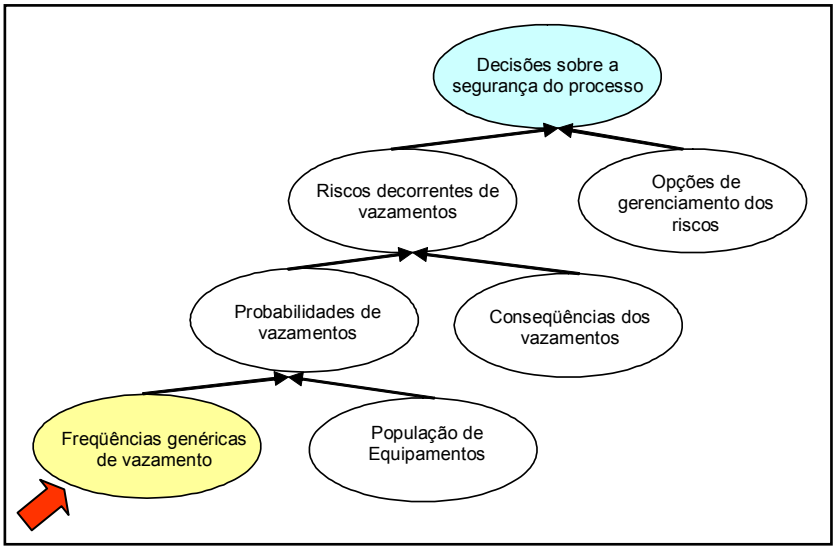


Figura 5.1: Papel das freqüências de vazamento em AQRs

Segundo SPOUGE (2005) é possível se obter uma estimativa da probabilidade de vazamentos de uma instalação ao multiplicarmos uma freqüência genérica de equipamento pelo número de equipamentos semelhantes naquela planta. Assim, de um modo simplificado e rápido, se obtém uma avaliação da freqüência global e que refletirá o tamanho e a complexidade de uma planta (muitos equipamentos, planta complexa).

Se o valor obtido para as freqüências for combinado com as conseqüências decorrentes de tais vazamentos, obtêm o risco global da planta. Desta maneira, podem ser identificadas as fontes predominantes de vazamentos e o gerenciamento apropriado pode ser implantado.

O objetivo da uma AQR é fornecer diretrizes para o gerenciamento de riscos decorrentes de eventos raros, improváveis de serem diretamente vivenciados pela

[5] Outros elementos relacionados ao gerenciamento dos riscos de uma planta industrial não serão tratados nesta dissertação tais como: planejamento de emergência, atualização de documentação, procedimentos operacionais etc. (CETESB, 2004)

maioria dos engenheiros e nas plantas industriais. E, devido a esta raridade, estabelecer freqüências de tais eventos é difícil, requerendo a coleta sistemática de dados, abrangendo não somente vazamentos, mas também a população dos equipamentos envolvidos, em várias plantas e por vários anos.

Este tipo de amostragem é demorada, cara e, portanto, não é usual. Por esta razão, a utilização de métodos alternativos tais como árvores de falhas nos cálculos de freqüências para plantas com dados específicos (próprios), não foi capaz de eliminar o uso corrente de freqüências genéricas em AQRs. Além disso, os dados próprios necessitam de calibração, estes são normalmente utilizados em conjunto com as freqüências genéricas e não em separado, como uma alternativa independente.

Apesar de existirem numerosas fontes disponíveis que citam freqüências genéricas de vazamentos, poucas revelam os dados originais considerados. A maioria pode ser rastreada até a primeira publicação por volta dos anos 70 e 80; outros dados foram modificados por especialistas para possibilitar sua utilização em diferentes dimensões de vazamentos. Em quase nenhum dos casos pode-se determinar a população de equipamentos e os tamanhos de furos envolvidos nas freqüências disponíveis para utilização. Em alguns casos não era claro nem o tipo de indústria da qual eles eram originários e se eles eram baseados em amostras de dados ou no juízo de especialistas.

Como exemplo, SPOUGE (2005) cita que uma AQR típica utilizaria dos dados provenientes do guia da AIChE/CCPS que faz referência a uma coletânea de fontes publicada em 1989.

O relatório Rijjnmond (COVO, 1981) apresenta seis valores distintos para cenários diferentes de vazamentos em linhas de vários diâmetros. Estes dados são uma compilação das informações apresentadas em estudos anteriores, principalmente no WASH-1400 (NRC,1975). E esta é, na verdade, a fonte real da informação que diz que são oito vazamentos ocorridos em usinas nucleares em 1972 (quatro trincas e quatro pequenos vazamentos). No entanto, tais freqüências encontravam-se misturadas com fontes antigas, originadas na indústria nuclear dos anos 60 e 70 e que, praticamente, não são rastreáveis.

Até mesmo o Purple Book (PURPLE BOOK, 2005), que utiliza dados baseados no Relatório Rijnmond, reconhece que atualizações de taxas de falhas de equipamentos indicam que há uma tendência de aumento nos valores de freqüência, mas ressalta que nenhuma atualização completa está disponível até o momento da sua publicação (incluindo-se aí, a revisão publicada em dezembro/2005).

A validação destas freqüências é surpreendentemente difícil, em parte porque os dados disponíveis são poucos e a análise acaba não sendo conclusiva. Além disso,

não há uma clara definição de quais dimensões de vazamentos foram incluídas nos dados. Até mesmo a validação a partir dos dados originais foi problemática, pois os resultados obtidos foram diferentes dos divulgados na fonte original. Fica a impressão de que os dados das freqüências de vazamentos em tubulações sofreram modificações por especialistas até chegar às freqüências genéricas conhecidas.

Até os anos 90 as mesmas freqüências genéricas de vazamentos eram utilizadas para AQRs de instalações "onshore" e "offshore". Isto mudou quando o relatório do acidente na Plataforma Piper Alpha, recomendou à HSE a formação de uma base de dados na região do Reino Unido sobre vazamentos de hidrocarbonetos em instalações "offshore" que pudesse ser utilizada em futuras AQRs. O banco de dados resultante HCRD (**H**ydro**C**arbon **R**elease **D**atabase) coletou dados de todos os vazamentos significativos desde 1992. Assim, a HSE estimou a população de equipamentos envolvida e determinou as freqüências de vazamentos e as dimensões de vazamentos para cada tipo de equipamento. Estes dados foram inicialmente publicados em 1997, são periodicamente atualizados (2002, 2004) e têm previsão de atualização em março/2007. A versão atual do documento pode ser acessada na internet no site do próprio HSE (www.hse.gov.uk).

Ressalta-se que os dados offshore coletados pela HSE são de excepcional qualidade, principalmente se comparados aos dados atualmente disponíveis para as instalações "onshore". É possível estabelecer, para cada vazamento relacionado ao valor de freqüência estimado, o diâmetro do furo, o sistema e tipo de equipamento, tipo de hidrocarboneto, pressão, estimativa da quantidade vazada etc, conforme apresentado na figura 5.2.

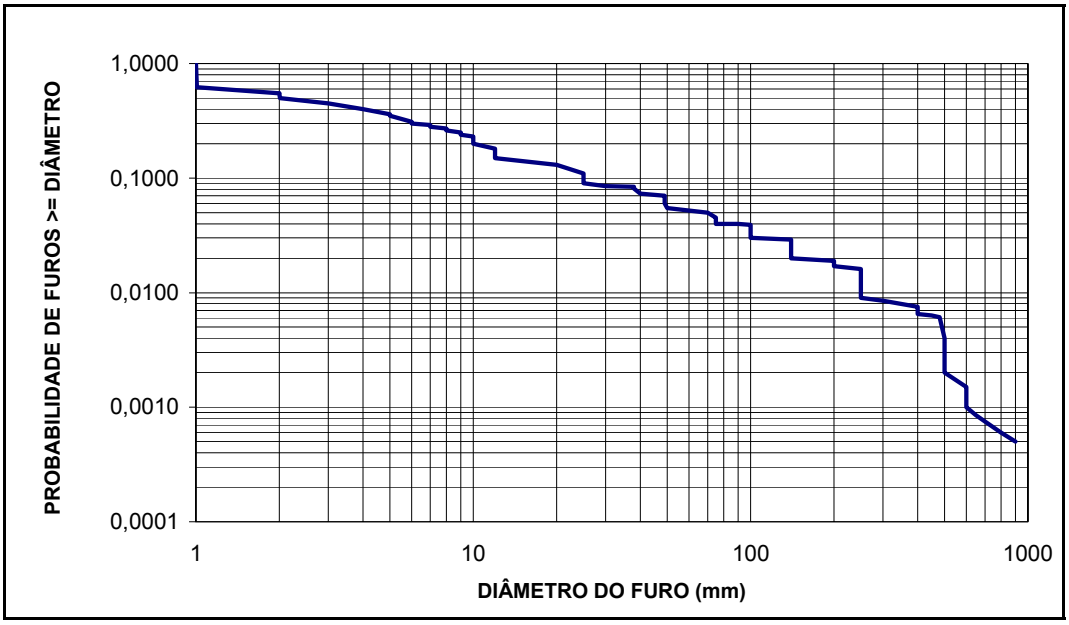


Figura 5.2: Distribuição do tamanho de vazamentos para os dados offshore da HSE

As variações nas freqüências de vazamentos antes e depois da criação do HCRD podem ser observadas na Figura 5.3 a seguir na qual podemos observar que, na maioria dos equipamentos considerados os valores aumentaram em mais de uma ordem de grandeza.

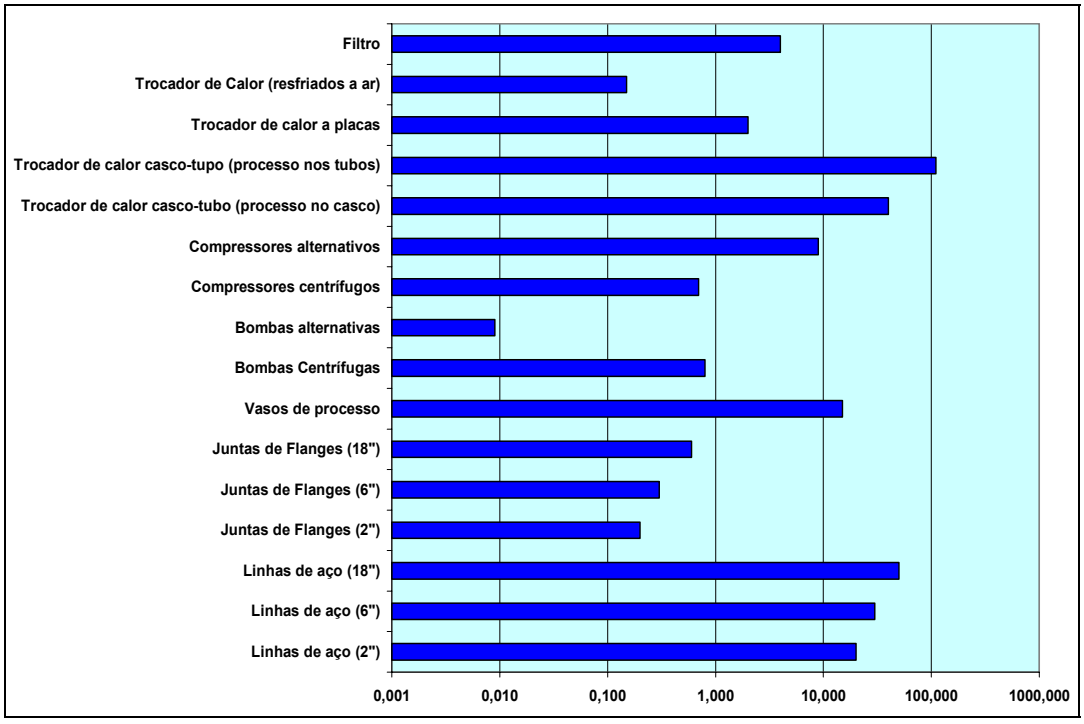


Figura 5.3: Razões entre as freqüências genéricas “onshore” e “offshore”

Em uma comparação entre as freqüências totais de vazamento por tamanho de vazamento observa-se que a freqüência global (aproximadamente um vazamento/ano) é similar para as situações antes e depois do HCRD. Entretanto, na Figura 5.4 a seguir, a inclinação das curvas correspondentes às distribuições mostra duas diferenças básicas produzidas pelos novos valores, a saber:

- Os orifícios mais freqüentes são os menores.
  A freqüência global refere-se a um orifício mínimo de 1 mm (de acordo com a figura 5.2), enquanto que os valores tradicionais “onshore” referem-se a um orifício mínimo de 5 mm (julgamento de especialistas);
- Os orifícios maiores são muito mais freqüentes.
  Para orifícios de diâmetro >100 mm, os novos valores “offshore” são maiores por mais de uma ordem de grandeza se comparados aos valores “onshore” tradicionais.

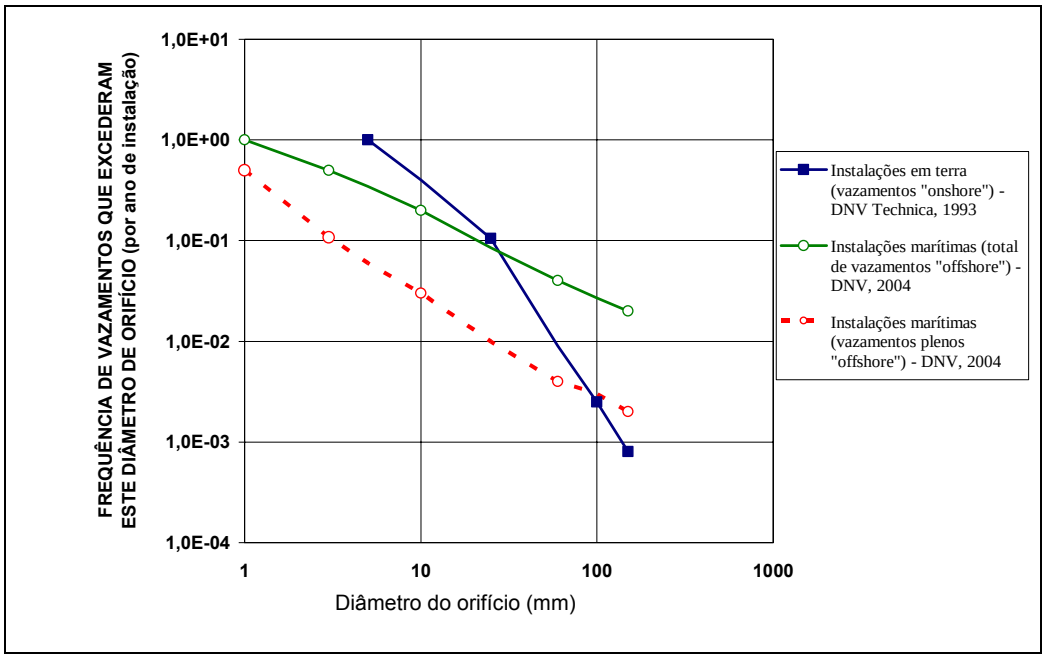


Figura 5.4: Curvas das freqüências globais de vazamento

Na Figura 5.5 adiante estão assinaladas as mudanças identificadas para permitir uma melhor comparação dos resultados.

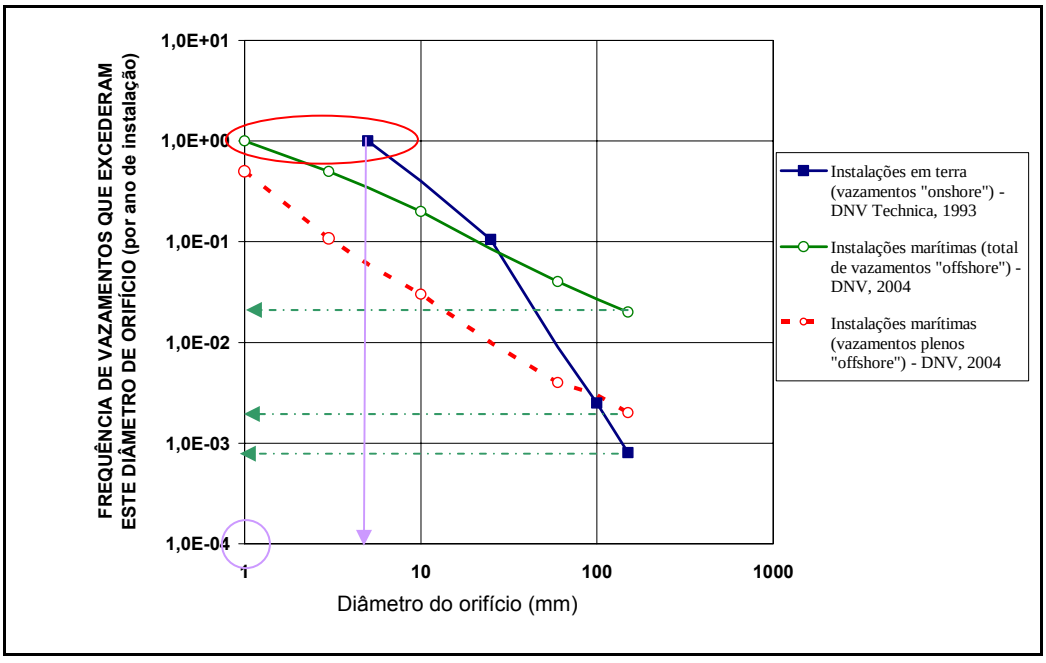


Figura 5.5: Comparação das freqüências globais de vazamento

Os resultados das AQRs são influenciados diretamente pelos vazamentos de maior porte. Assim, se os novos valores de freqüência forem utilizados esperam-se grandes mudanças nos riscos quantificados, pois as freqüências estão mais elevadas.

Apesar do risco calculado também ser sensível aos tipos de equipamentos envolvidos nas situações de vazamento e à modelagem das conseqüências, segundo os valores apresentados para as novas freqüências elas aumentarão os riscos calculados em uma ordem de grandeza.

De acordo com Spouge (SPOUGE, 2005), as diferenças entre as freqüências de vazamento "onshore" e "offshore" podem ser interpretadas de dois modos completamente diferentes:

- Ambas são consideradas válidas, sendo a maior diferença oriunda de freqüências genuinamente maiores na área "offshore". Inicialmente imaginou-se que a razão para isso seriam as condições de operação mais críticas neste ambiente (corrosão, erosão provocada pela areia, queda de objetos etc). Esta suposição não se mostrou verdadeira, pois estas causas são na verdade uma pequena parte do total identificado não sendo, portanto, responsáveis pela alteração na ordem de grandeza das freqüências;
- Os dados "offshore", sendo mais recentes e de melhor qualidade, poderiam ser considerados válidos também para a indústria "onshore". Esta suposição é decorrente do fato de que o gerenciamento apropriado dos riscos na área "offshore" minimiza as diferenças esperadas em função das condições de operação mais críticas nesta última, fazendo com que os analistas de riscos se sintam confortáveis no uso de dados "offshore" na indústria "onshore".

Spouge (SPOUGE,2005) também relata que, as tentativas de se fazer comparações mais detalhadas entre dados "offshore" e "onshore" esbarraram na pouca qualidade dos dados deste último e que conseqüentemente, os analistas de riscos têm preferido utilizar dados mais confiáveis ("offshore") ainda que correndo o risco destes não serem aplicáveis à situação em estudo ("onshore")

Como conseqüência do uso de dados "offshore" em estudos de instalações "onshore", algumas considerações sobre a adaptação destes dados devem ser feitas, a saber:

- Se as freqüências "offshore" forem utilizadas diretamente, os riscos calculados estarão subestimados, podendo comprometer o resultado com relação à aceitabilidade dos riscos segundo o critério para instalações fixas;
- As freqüências "offshore" podem ser consideradas como as melhores estimativas, mas necessitam de adaptações para uso em instalações "onshore". Aparentemente, os estudos atuais têm incorporado julgamentos de especialistas e correções (ex. probabilidade de ocorrência das fontes de

ignição) que acabam por contrabalançar as freqüências genéricas subestimadas. Na verdade, a metodologia atual teria que ser adaptada para o correto uso das freqüências de origem "offshore";

- As estimativas dos riscos baseadas em freqüências de origem offshore podem ser aceitas como as estimativas mais conservativas, entretanto seria necessário revisar os critérios de aceitabilidade para contemplar as freqüências mais elevadas e poder ser utilizado como comparação com os critérios de aceitabilidade.

Apesar de lógicas, as adaptações evidenciadas são pouco práticas. Na realidade, uma solução mais pragmática é necessária, pois não há interesse em se modificar sensivelmente os critérios de aceitabilidade ou mesmo as modelagens a partir das quais os riscos têm sido identificados, priorizados e sobre os quais os sistemas de gerenciamentos de riscos das instalações têm sido baseados e implantados.

Uma avaliação dos dados da HSE mostrou que muitos acidentes registrados envolveram situações de pressão nula (ex.: vazamentos através de drenos esquecidos abertos) ou cujas dimensões, pressões e quantidades vazadas indicaram que eles foram rapidamente isolados. Estes dados não são compatíveis com a modelagem típica utilizada nas AQRs onde se assumem vazamentos plenos, em rupturas de linhas/equipamentos e que são controlados após a intervenção de um sistema de emergência ou alívio ou fim do inventário. Fica a sensação de que somente os vazamentos severos são relevantes na discrepância entre o uso dos dados "onshore" e "offshore".

De fato, os valores antigos utilizados foram ajustados para representar os cenários normalmente selecionados nas AQRs (grandes vazamentos) e, os dados offshore, em contraste, são baseados em um conjunto completo de dados contendo informações sobre todos os tipos e tamanhos de vazamentos. Desde modo, é necessário obter freqüências de vazamentos para cenários consistentes com a metodologia adotada para as AQRs. Para alcançar este objetivo, foram propostos alguns ajustes nos dados obtidos pelo HSE e que incluem:

- A adequação dos dados de freqüências e diâmetros de vazamentos em equipamentos e linhas em grupos compatíveis com as freqüências das AQRs;
- Estes grupos têm que ser definidos de modo a evitar grandes mudanças nas freqüências de vazamentos à medida que os dados forem atualizados e

- Como os dados da HSE levaram à identificação de sete diferentes dimensões (categorias) de vazamentos (d < 10 mm, 10 < d < 25 mm, 25 < d < 50 mm, 50<d<75 mm, 75<d<100 mm, d≥100 mm e não aplicável), para ser possível a modelagem de diferentes tamanhos de vazamentos é necessária a adaptação das freqüências porque, devido ao pequeno número de dados disponíveis, algumas faixas terão freqüência igual a zero, especialmente para os orifícios de grandes dimensões que costumam dominar os resultados dos riscos em AQRs. Então, para se evitar resultados tendenciosos, freqüências iguais a zero devem ser evitadas.

Neste contexto, as operadoras de petróleo norueguesas Statoil e Norsk Hydro promoveram um estudo para permitir o desenvolvimento de freqüências padrões de vazamento. O estudo foi desenvolvido pela DNV Consultants com cooperação das empresas Scandpower e Safetec e foi finalizado em 2004.

Os dados do HSE foram utilizados porque todas as três operadoras já se utilizavam desses dados. Apesar de estarem disponíveis dados noruegueses para validação desta abordagem, a ausência de populações de equipamentos não permitiu a estimativa de freqüências genéricas por equipamento para esta amostra. Futuramente os resultados do banco de dados noruegueses **H**ydro**C**arbon **L**eak and **I**gnition **P**robability **D**atabase – HCLIP estarão disponíveis.

O método utilizado na obtenção das freqüências desejadas baseou-se em três etapas principais, que são:

- Agrupamento dos dados para diferentes tipos e tamanhos de equipamentos, onde a experiência era insuficiente para mostrar diferenças entre eles;
- Construção de funções representativas das freqüências de vazamento para cada grupo de dados, de modo a se obter as variações sutis da freqüência de acordo com o tipo de equipamento e tamanho do orifício;
- Separar as freqüências de vazamento em diferentes cenários de modo a compatibilizar com as diferentes abordagens e modelagens de vazamentos utilizadas nas AQRs (p. ex.: furos 5%D, 20%D e rupturas)

A função de vazamentos obtida é a representação analítica da variação da freqüência de vazamento de acordo com o equipamento e o tamanho do orifício e foi escolhida de acordo com os seguintes princípios gerais:

- A variação da freqüência em função do equipamento e o tamanho do orifício devem ser suaves;

- A probabilidade de um dado orifício deve decrescer, logaritmamente, até o diâmetro do equipamento;
- Um elemento adicional pode ser acrescentado para representar a ruptura do equipamento através da consideração de um orifício de dimensão igual ao diâmetro do próprio equipamento.

Estas premissas levam ao seguinte formato para a função geral freqüência de vazamentos:

$$F(d) = f(d)\, d^m + F_{rup} \qquad (5.1)$$

onde, para d= 1mm até D:

F(d) é a freqüência (anual) de vazamentos excedendo o tamanho d;
f(d) é a função que representa a variação da freqüência de vazamentos com D,
D é o diâmetro do equipamento (mm),
m é a inclinação da curva e
F_{rup} é a freqüência adicional de ruptura (anual).

O banco de dados HCRD fornece informações sobre linhas, flanges, válvulas, e lançadores/recebedores de pigs, para diferentes grupos dimensões de vazamentos. A análise destes dados mostrou que as freqüências de vazamentos variam significativamente em função das dimensões das linhas, flanges e válvulas manuais e, portanto o termo f(d) foi definido por estes tipos. A freqüência adicional de ruptura F_{rup} e a inclinação da curva foram consideradas constantes, isto é, não são dependentes do tamanho do equipamento para qualquer tipo de equipamento.

Os resultados encontrados levaram à identificação de três tipos principais de cenários de vazamentos que são:

- Vazamentos à pressão nula: a pressão real dentro de equipamento é <0,01 barg. Esta condição ocorre quando o equipamento tem uma pressão normal de operação igual a zero (tais como drenos abertos) ou porque o equipamento foi despressurizado para manutenção;
- Vazamentos limitados: quando o equipamento está pressurizado, mas é bem menor que de um vazamento na pressão de operação, sendo controlado somente pelo sistema de parada de emergência (ESD) e alívio (blowdown);
- Vazamentos plenos: o vazamento ocorre na pressão de operação ou em pressão superior à controlada pelos sistemas de emergência e alívio. Isto inclui:

- ❖ Vazamentos isolados pelo ESD, supondo-se estarem controlados pelos sistemas de segurança da planta;
- ❖ Vazamentos isolados tardiamente, supondo-se ser os casos onde não há sistemas de segurança e emergência (ESD) efetivos; resultando num maior vazamento.

Ressalta-se que a análise dos dados do HSE mostrou que os resultados (equações obtidas) podem ser considerados independentes do tipo de hidrocarboneto envolvido, mas são dependentes do tamanho do orifício e do tipo de equipamento considerado.

As equações a seguir apresentadas consideram os registros de vazamentos em tubulações "onshore" entre outubro/1992 e março/2003 (inclusive):

- Vazamentos totais, como registrados no HCRD:

$$F_{Total} = 3{,}7x10^{-05}(1+1000D^{-1.5})d^{-0,7} + 3x10^{-6} \quad (5.2)$$

- Vazamentos plenos, adequados para modelagem como vazamentos na pressão normal de operação, controlado pelos sistemas de emergência e alívio:

$$F_{Pleno} = 8{,}0x10^{-6}(1+1000D^{-1,3})d^{-1,42} \quad (5.3)$$

- Vazamentos à pressão zero, ocorrem com pressão real < 0,01 barg

$$F_{Zero} = 9{,}0x10^{-6}\ d^{-0,5} + 1X10\text{-}06 \text{ , não excedendo } F_{Total} - F_{Pleno} \quad (5.4)$$

- Vazamentos limitados, onde a pressão não é zero, mas o vazamento é muito menor que o que ocorre com pressão normal de operação, controlado pelos sistemas de segurança e alívio:

$$F_{Limitado} = F_{Total} - F_{Pleno} - F_{Zero} \quad (5.5)$$

onde:

F_{total} é freqüência dos vazamentos totais (por metro-ano),

F_{Pleno} é freqüência dos vazamentos plenos (por metro-ano),

F_{zero} é a freqüência de vazamentos à pressão nula (por metro-ano),

$F_{Limitado}$ é a freqüência de vazamentos limitados (por metro-ano),

D é o diâmetro da tubulação (mm) e

d é o diâmetro do orifício (mm).

A análise da freqüência de vazamento total obtida a partir destes resultados mostrou que esta é próxima a freqüência de vazamentos em linhas apresentada originalmente no WASH-1400 (NRC, 1975), enquanto que as freqüências de vazamentos plenos são consistentes com os valores citados no estudo de COVO (COVO, 1981) e que foram definidos pelo juízo de especialistas.

Uma conquista única das novas freqüências é a habilidade de acessar o conjunto original de dados. P. ex., a freqüência de vazamentos plenos acima está baseada nos 47 eventos com orifício de tamanho maior ou igual a 1 mm em tubulações de diâmetros variando de 3 a 11 polegadas. O banco de dados do HSE registra e categoriza as circunstâncias, os fatores causais e as conseqüências de cada um desses vazamentos, permitindo análises posteriores e que com qualidade que até então não foi alcançada.

Estes resultados forneceram, de forma padronizada, as freqüências de vazamentos para instalações “offshore” no formato adequado para uso também nas AQRs de instalações “onshore”.

Vários testes de sensibilidade foram conduzidos para identificar as principais fontes de incertezas nas freqüências genéricas, focando-se em particular no cenário de vazamento pleno. Apesar de não haver evidência no HCRD de sub-estimativas sistemáticas das quantidades vazadas, esta é uma limitação inevitável já que os resultados são bastante sensíveis aos casos onde o sistema de inventário não foi registrado, devendo esse parâmetro ser registrado nas bases de dados futuras. Observou-se também que os resultados encontrados são muito sensíveis aos tempos de isolamento. Spouge (SPOUGE, 2005) ressalta que, uma modelagem mais realística destes aspectos seria desejável em trabalhos futuros.

O Banco de dados do HSE sobre vazamentos de hidrocarbonetos coletados na indústria “offshore” do Reino Unido contém dados com qualidade e em quantidade que em muito ultrapassam quaisquer dados anteriores sobre vazamentos na indústria de processos.

Apesar de poder se tornar um padrão para a indústria “offshore”, Banco de dados do HSE tem sido pouco utilizado nas AQRs de atividades “onshore” porque tende a fornecer como resultado riscos mais elevados já que as freqüências de vazamentos utilizadas foram amplamente corrigidas por especialistas. Ressalta-se ainda, que os resultados encontrados são consistentes com as freqüências tradicionais “onshore” ao mesmo tempo em que são rastreáveis.

Na conclusão de seu artigo Spouge (SPOUGE, 2005) comenta que, apesar dos argumentos pela similaridade, continua indesejável o uso de dados “offshore” em AQRs “onshore” e que isto têm sido feito somente devido a baixa qualidade das fontes dos dados “onshore” disponíveis e que, a longo prazo, seria importante coletar dados de freqüência de vazamentos “onshore” com qualidade comparável a dos dados “offshore” levantados pelo HSE.

Capítulo 6

CONCLUSÕES E SUGESTÕES

6.1 Introdução

Ao longo desta dissertação foi observado que hoje em dia a confiabilidade e a análise de segurança tornaram-se peças fundamentais em diversas atividades, dentre as quais podemos citar: desenvolvimento de projetos, processo de investigação de acidentes, atendimento a requisitos regulatórios como no caso de licenciamentos ou na implantação de processo de gestão de riscos em instalações.

Este contexto evidencia a necessidade de uma coleção de dados de confiabilidade que considere os vários tipos de equipamentos e componentes existentes em diversas instalações, suas várias operações e que permitam a análise, comparação e previsão dos níveis de confiabilidade de sistemas complexos.

Segundo AKHMEDJANOV (2001) é possível, então, se identificar pelo menos três categorias de usuários para estes dados de confiabilidade:

- Analistas de riscos e de confiabilidade, para analisar e prever a confiabilidade de sistemas complexos;
- Engenheiros de manutenção, para análise e otimização das medidas de desempenho;
- Projetistas de componentes, para análise e otimização do desempenho de componentes.

Cada um destes especialistas necessita de diferentes tipos de dados, que são:

- O analista de risco precisa calcular a disponibilidade ou a confiabilidade do sistema. Para tal, ele precisa obter as taxas de falhas. A disponibilidade pode ser estimada a partir da falha por demanda se o tempo de parada (downtime) for incluído no banco de dados apropriadamente;
- O engenheiro de manutenção necessita medir o desempenho da manutenção. Os dados operacionais agregam os efeitos da manutenção e da confiabilidade intrínseca do componente. Ele também deseja conhecer qual o comportamento do componente (quais os modos de falhas possíveis, p. ex.) caso este não sofra manutenção;
- O projetista de componentes está prioritariamente interessado no mecanismo de falha que revele os pontos fracos do projeto e em

distinguir os modos de falha de acordo com os mecanismos das mesmas. Onde não for possível identificá-los, o conhecimento de engenharia é usado para inferir os mecanismos de falhas a partir de outras informações.

Complementando as categorias de usuários e as respectivas necessidades anteriormente apresentadas, foi constatado que a utilização de dados de confiabilidade também é objeto de grande interesse de outra categoria de usuários: os responsáveis pela destinação dos recursos financeiros (ex.: diretores financeiros ou de planejamento estratégico). Este usuário deseja priorizar seus investimentos com base na perspectiva de melhoria da confiabilidade e no aumento da disponibilidade do seu sistema produtivo, além do atendimento aos requisitos regulatórios (p.ex. critérios de aceitabilidade a serem atendidos em licenciamentos), ou mesmo na implantação de processos de gestão de riscos em suas instalações.

Os dados apresentados ao longo desta dissertação evidenciam um rápido progresso das bases de dados de falhas e de confiabilidade. A partir da primeira geração, tais bancos de dados percorreram um longo caminho até alcançar o formato atual que permite ao usuário resolver vários problemas práticos relacionados à segurança e ao nível de confiabilidade desejado. Esta característica é devida ao advento dos sistemas computacionais associados a ferramentas estatísticas que tornaram possíveis, e mais rápidas, a recuperação e a análise dos dados.

As tendências futuras para estes conjuntos de dados se mostram úteis aos responsáveis pela tomada de decisão ao fornecer as informações necessárias para um razoável desenvolvimento e melhorias na confiabilidade que poderiam levar toda uma década devido às condições atuais da base tecnológica.

Outro ponto importante observado foi a evolução dos requisitos regulatórios tanto na área nuclear quanto na de plantas químicas (“onshore” e “offshore”) e petroquímicas, refletida através da publicação de vários documentos em ambas as áreas, como por exemplo, os da Série IAEA TECDOCs (www.nrc.gov) e a Diretriz de Seveso II (COUNCIL, 1996) para citar alguns.

Estes documentos, que surgiram em função da necessidade de se prevenir a ocorrência de acidentes maiores, foram tornando suas exigências mais restritivas e muitas delas só puderam ser atendidas com o aprimoramento dos bancos de dados de falhas disponíveis. Na área nuclear podemos citar a Generic Letter 88-20 (NRC, 1988) que introduz a obrigação de se elaborar relatórios individuais das plantas (Individual Plant Examination-IPE) até a recente IAEA TECDOC 1511, (IAEA, 2006), que determina os critérios e atributos necessários para a garantia da qualidade e da

consistência nas informações utilizadas na elaboração da própria APS para as usinas nucleares, incluindo-se aí os dados de falhas utilizados.

Mais recentemente, o documento CR 6901 - Current State of Reliability Modeling Methodologies for Digital Systems and Their Criteria for Nuclear Power Plants Assessments (NRC, 2006) fornece as diretrizes que devem ser seguidas para a modelagem de confiabilidade da instrumentação e dos sistemas digitais de controle em conformidade com os modelos de risco baseado na informação (Risk Informed) utilizado nas tomadas de decisão. Este documento também delineia os critérios de aceitabilidade para os novos sistemas digitais envolvidos, considerando-se principalmente suas funções de segurança na planta, discutindo-se como as falhas de sistemas digitais devem ser tratadas para obtenção dos dados de confiabilidade.

No caso das plantas químicas e petroquímicas, a Diretriz de Seveso (COUNCIL, 1982), evoluiu para a Diretriz de Seveso II (COUNCIL, 1996) e, mais recentemente, para as diretrizes de identificação, quantificação e redução do risco propostas no Projeto ARAMIS (DELVOSALLE et al, 2004) que visam a padronização de critérios de aceitabilidade e a harmonização da implantação da Diretriz de Seveso II (COUNCIL, 1996) na Europa já que as conseqüências dos acidentes podem ultrapassar as fronteiras entre os países.

No caso das plantas industriais, observou-se que há consenso entre as diversas fontes consultadas (AIChE, IAEA, NRC, TNO etc) de que a utilização de dados específicos de cada planta é o método mais adequado para a avaliação da confiabilidade e dos riscos dos sistemas. Assim como também é o fato de que nem sempre estes estão disponíveis para consulta, já que em sua maioria, os bancos de dados são de propriedade intelectual de empresas (ex.: SINTEF) e não há interesse na divulgação destas informações para as empresas concorrentes.

A dificuldade na obtenção das informações sobre a confiabilidade de equipamentos e sistemas levou à iniciativa de algumas entidades e, pontualmente, de algumas indústrias, em publicar compilações de dados que já vinham sendo utilizados e referenciados em estudos como o Rijnmond Study (COVO, 1981) ou WASH-1400 (NRC, 1975) ou mesmo no desenvolvimento de bancos de dados próprios. Podemos citar algumas organizações internacionais (DELVOSALLE et al, 2004):

- TNO, através da publicação de dois guias da chamada série colorida: Purple Book e o Red Book. O primeiro apresenta as diretrizes para a elaboração de análises de riscos quantitativas e uma compilação de dados de freqüências de falhas de equipamentos/acessórios, já o segundo apresenta os métodos estatísticos a serem adotados na compilação de informações;

- Comissão Européia, que através do Projeto ARAMIS, publicou a metodologia para a quantificação dos riscos acidentais para a indústria e os dados de confiabilidade, compilados em seu Anexo 10.
- HSE Health & Safety – "Offshore Technology": publica vários documentos que são atualizados periodicamente, dentre os quais o OTO 1999 079 Offshore Technology com informações sobre os equipamentos na área "offshore",
- Conservation of Clean Air and Water - CONCAWE: que publica anualmente relatórios de desempenho (Oil Industry Pipelines In Western Europe - Statistical Summary of Reported Spillages), divulgando as informações sobre acidentes e as taxas de falhas estimadas para os períodos de estudo, para os oleodutos na Europa Ocidental;
- European Gas Pipeline Incident Data Group (EGIG): Formada pelas empresas British Gas PLC, Gaz de France, N. V. Nederlandse Gasunie, SNAM S.P.A.. Esta organização publica anualmente a compilação dos acidentes registrados em gasodutos sob forma de um relatório Gas Pipeline Incidents e divulga a taxa de falhas estimada para gasodutos naquele período.

No Brasil, a iniciativa do desenvolvimento de bancos de dados próprios já pode ser identificada em algumas empresas públicas como a PETROBRAS e privadas como a NITRIFLEX, para citar algumas. Estes bancos de dados não são disponibilizados para terceiros e têm, em sua grande maioria, origem na estrutura de controle das inspeções e manutenções realizadas nas empresas (atendimento à Norma Regulamentadora do Ministério do Trabalho e Emprego NR-13 que trata da Inpeção de vasos e equipamentos que trabalhem pressurizados).

Estes bancos de dados não foram projetados para a coleta de informações no formato adequado de modo a permitir a formação de um banco de dados de confiabilidade ou ainda não possuem quantidade de informação suficiente para tal, ou seja, para permitir a estimativa de taxas de falhas em várias condições de operação (operação contínua, por demanda etc), registro dos modos de falhas, tempos de reparo e reposição etc. Em algumas destas empresas, como p.ex. a PETROBRAS, estes bancos foram desenvolvidos para unidades operacionais específicas através de sistema SAP SR3 que permite o cadastramento adequado dos dados, mas não há ainda uma compilação destas informações sob forma de dados de confiabilidade, em nível nacional nem a divulgação de tais infomações.

Ressalte-se que, ainda que estes dados específicos da planta existam, estes são preteridos em relação aos disponíveis em bancos de dados genéricos

internacionais quando do desenvolvimento de estudos de análises quantitativas de riscos - AQR. As razões possíveis para tal são:

- A possibilidade do não-reconhecimento do uso de dados próprios pelo órgão ambiental, já que o banco de dados de manutenção/ inspeção pode não ter sido projetado para obtenção de dados de confiabilidade;
- Divulgação de informações confidenciais que poderiam afetar a imagem da empresa como "confiável no cumprimento de seus contratos" (acidentes afetam a produção esperada/ contratada);
- As informações registradas não permitiriam estimativas confiáveis porque a massa de dados disponível ainda é pequena, não sendo suficientemente representativa;

Além disso:

- Os valores específicos obtidos poderiam, levar a "riscos inaceitáveis" frente aos critérios de tolerabilidade de riscos atualmente utilizados, pois estes últimos baseiam-se em critérios internacionais que também se utilizam de dados genéricos;
- Empresas menores não teriam condições de construir e manter um banco de dados devido aos custos elevados em recursos materiais, treinamento e mão-de-obra etc.

Ressalta-se que as diretrizes de elaboração dos estudos de análise de riscos quase sempre não restringem o uso de informações específicas como é o caso das diretrizes preconizadas, por exemplo, pela CETESB /SP, FEPAM/RS e FEEMA/RJ.

As dificuldades de obtenção de informação específica poderiam ser contornadas ou minimizadas se um banco de dados nacionais estivesse disponível, permitindo o uso de dados nacionais que, dentre outras características, considerasse também as particularidades relativas ao nosso clima (ex.: temperatura ambiente, salinidade, intensidade de corrente marítimas etc), ramo de indústria (petroquímica, química, farmacêutica etc) congregando as informações de várias empresas.

A aceitação do uso de dados específicos por parte dos órgãos ambientais poderia ser alcançada caso os dados de confiabilidade fossem obtidos e disponibilizados através de uma fonte que fosse considerada confiável e insuspeita.

Tomando-se como exemplo o EGIG (2007) e o CONCAWE (2007), ambas são associações de empresas ligadas à área de gás e óleo (respectivamente) que desenvolvem várias atividades, dentre elas o intercâmbio de informações entre as empresas e também publicação periódica de relatórios estatísticos de acidentes, disponibilizando as informações quanto à taxas de falhas, volumes vazados, produtos envolvidos etc na internet para associados ou não. É interessante observar que há

entre as empresas associadas a estas organizações o compromisso de transparência na divulgação das informações.

Um projeto de criação de um banco de dados de confiabilidade nacional semelhante ao destas entidades poderia (ou deveria) ser patrocinado por entidades de classes e empresas como, por exemplo: ABIQUIM, ABGR, PETROBRAS, IBP etc ou mesmo através da criação de um órgão ou agência governamental que, dentro de suas atribuições, fomentaria a coleta, a organização dos dados, o trabalho estatístico e a publicação das informações geradas de modo semelhante ao que é feito pela própria AIEA com respeito aos TECDOCs que são publicados periodicamente.

Outra possibilidade é o uso dos dados específicos já disponíveis em algumas empresas, porém associados a técnicas de atualização bayesianas. Neste caso, torna-se recomendável a introdução de critérios nos manuais de orientação ou instruções técnicas dos órgãos ambientais que possam orientar a um uso futuro desta metodologia (RIBEIRO, 2005).

Finalmente, é importante ressaltar que o uso da Análise Probabilística de Segurança - APS não elimina a adoção de medidas de segurança apropriadas, o uso de critérios de segurança no projeto de engenharia, margens de segurança ou da defesa em profundidade. Entretanto, permite aos operadores das usinas nucleares e das instalações industriais determinarem onde estão as deficiências dos sistemas de segurança e definir a alocação apropriada de recursos para mitigar os problemas potenciais da planta.

ACMH, 1983, *Advisory Committee On Major Hazards: Third Report - The Control Of Major Hazards.* HMSO/HSE. London, GB.

AEC, 1954, *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*. (WASH-740), US Atomic Energy Comission, Washington DC.

AKHMEDJANOV, F. M., 2001, *Reliability Databases: State-of-the-Art And Perspectives*. RisΦ-R-1235(EN). RisΦ National Laboratory, Pitney Bowes Management Services Danmark A/S, Danmark (August).

ANEZIRIS, O.N., HOUSIADAS, C., STAKAKIS, M. et al, 2004, "Probabilistic Safety Analysis of a Greek Research Reactor". *Annals of Nuclear Energy*, V. 31, pp. 481-516.

ARNER, D.C., ANGSTADT, W.C., 2001. *Where for Art Thou Failure Rate Data. United States. AIChE/PERD Publications. www.aiche.org/ uploadedFiles/ CCPS/ ActiveProjects/ PERD/Publications/failurerate.pdf (acessado em 11.03.2007)*

AVEN, T., SKLET, S., VINNEM, J.E., 2006, *Barrier And Operational Risk Analysis Of Hydrocarbon Releases - (BORA-Release) Part I. Method Description.* Journal of Hazardous Materials. V. 137, pp. 681–691.

AVEN, T., SKLET, S., VINNEM, J.E., 2006, *Barrier And Operational Risk Analysis Of Hydrocarbon Releases - (BORA-Release) Part II. Results from a Case Study.* Journal of Hazardous Materials. A.137, pp. 692–708.

BEERENS, H.I., POST, J.G., HAAG, U. H., 2006, "The Use of Generic Failure Frequencies in QRA: The Quality and Use of Failure Frequencies and How to Bring Them Up-to-Date*". Journal of Hazardous Materials* v.130, pp. 265–270.

BELKE, J.C., DIETRICH, D.Y., 2005, "The Post-Bhopal and Post-9/11 Transformations in Chemical Emergency Prevention and Response Policy in the United States*".* Abstract Number B-113. *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, vol.18, no 4-6, pp.375-379.

CARLSON, L., et al., 1987, *T-Book- Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants*. ATV Office, Sweden.

CCPS, 1989, *Guidelines for Process Equipment Reliability Data with Tables*. 1 ed., New York, American Institute of Chemical Engineers.

CCPS, 1998, *Guidelines for Improving Plant Performance Through Data Collection and Analysis,* 1 ed., New York, American Institute of Chemical Engineers.

CHOI, S. Y., YANG, J. E., CHOI, Y. H. , 2005, "Piping Service Experience Related to Aging in OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Database". *Practical Application of Age-Dependent Reliability Models and Analysis of Operational Data*, Korean Institute of Nuclear Safety.

COBURN, J., LEVINSON, S.H., WEDDLE, G., 2005, "A Precedent for Risk-Based Regulation?". *Pharmaceutical Engineering*, V. 24, n. 4, pp. 1-11, July/ August.

CONCAWE, 2007. Conservation of Clean Air and Water in Europe. www.concawe.be (acesso em 11/03/2007)

COVO Commission, 1981*Risk Analysis of Six Potencially Hazardous Industrial Objects in the Rijnmond Area. A Pilot Study. A report to the Rijnmond Authority*. Central Environmental Control Agency Rijnmond.

COUNCIL DIRECTIVE 82/501/EEL of 24 june 1982 on the Major – Accident Hazards of Industrial Activities. *Official Journal of the European Communities*, Luxembourg, 1982.

COUNCIL DIRECTIVE 96/81/EC of 9 december 1996 on the Control of Major – Accident Hazards involving Dangerous Substances. *Official Journal of the European Communities*, Luxembourg, 1997.

COTTRELL, D.F. et al, 1969, *RADC-Non-Electronic Realiability Notebook*. RADC-TR-69-458, Rome, NY.

CSChE, 2004, "Risk Assessment – Recommended Practices for Municipalities and Industry", *Canadian Society for Chemical Engineering*.

DELVOSALLE, C., FIEVEZ, C., PIPART, A. *et al*, 2006, "ARAMIS Project: A Comprehensive Methodology for the Identification of Reference Accident Scenarios in Process Industries*". Journal of Hazardous Materials*, v. 130, pp. 200–219.

DEXTER, PERKINS, 1982, *Component Failure Rate Data with Potencial Applicability to Nuclear Fuel Processing Plant*.

EBEY, S.F, CLEMENS, P.L., 1996, "Making and Adjusting Failure Probability Estimates Using a Bayesian Approach". *14th International Conference of the System Safety Society.* Albuquerque, New Mexico, United States. August.

EGIG, 2007. European Gas pipeline Incident Data Group. www.egig.nl (acesso em 11/03/2007).

EIREDA, 1991, European Industry Reliability Data Handbook, CEC-JRC/ICEI 21020 ISPRA.

FACTS, 2006, *Failure and Accidents Technical Information System*. TNO – The Netherlands Organisation for Applied Scientific Research.

FARMER, F.R., 1967, *Siting Criteria-A New Approach, Symposium on the Containment and Siting of Nuclear Power Reactors*, IAEA, Viena.

FLOTHMANN, D., MJAAVATTEN, A., 1985, *Qualitative Methoden der Störfall-Identifikastion:Praktische Erfahrungen aus der Anwendung auf Flüssiggas-Lagerung.* Der Maschinenchaden.

FRAGOLA, J.R., 1996, "Reliability and Risk Analysis Data Base Development: An Historical Perspective". *Reliability Engineering and System Safety*. V. 51, pp. 125-136.

FREITAS, C.M., PORTO, M.F.S., MACHADO, J.M.H., 2000, *Acidentes Industriais Ampliados. Desafios e Pespectivas para o Controle e a Prevenção*, 1 ed, Editora Fiocruz, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

FULLWOOD, R.R., 1998, *Probabilistic Safety Assessment in the Chemical and Nuclear Industries*. 1 ed. Chapter 4, pp. 151-163, New York, Butterworth Heinemann.

GARRICK, B. J., 1988, "Lessons Learned from 21 Nuclear Plant Probabilistic Risk Assessments". *Nuclear Technology*, V. 84, pp. 319 – 330.

GARRICK, B. J., CHRISTIE, R. F., 2002,"Probabilistic Risk Assessments Practices in the USA for Nuclear Power Plants". *Safety Science*, V. 40, pp. 177-201.

GELDER, I.P.De, 1997, *Deterministic and Probabilistic Safety Analysis: To which extent are they complementary?* AIB Vinçotte Nuclear, SCK/CEN (Mol), Bélgica.

GIDEP, 2007, *Summaries of Failure Rate Data*. GIDEP Operations Center, www.gidep.org (acesso em 11/03/2007), Corona, CA.

GOBLE, W.M., 2002, *Getting Failure Rate. www.exida.com (acessado em 11.03.2007)*

GOWLAND, R., 2005, "The Accidental Risk Assessment Methodology For Industries (ARAMIS) / Layer of Protection Analysis (LOPA) Methodology: A Step Forward Towards Convergent Practices in Risk Assessment?". *Journal of Hazardous Materials*, v. 130, pp. 307–310.

HAGUENAUER, L.O., 1986, *O Complexo Químico Brasileiro: organização dinâmica interna*. IEI/UFRJ, texto para discussão.

HENDERSHOT, D. C., 1996, "Risk Guidelines as a Risk Management Tool". Plant Process Safety Symposium, Session 3, AIChE, Texas, USA.

HERBERT, A.J., 1976, "The Economic Management of Risk". *Australian Safety News*, Melbourne, v.47, n.6, p.34-36, nov./dez.

HSE, 1978, *Canvey: An Investigation of Potencial Hazards from Operations in the Canvey Island/ Thurrock Area*. Health and Safety Executive.

HSE, 2004, *Accident/Incident Data. SPC/TECH/OSD/24.* HISD Semi Permanent Circular / Hazardous Installations Directorate, Health and Safety Executive.

HULSMANS, M., GELDER, P., 2004, "Probabilistic Analysis of Accident Precursors in the Nuclear Industry". *Journal of Hazardous Materials*, v. 111, pp. 81-872.

IAEA, 1988a, *Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment*, TECDOC-478, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1988b, *Evaluation of Reliability Data Sources*, TECDOC-504, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1989, *Survey of Ranges of Componet Reliabilty Data for Use in Probabilistic Safety Assessments*, TECDOC-508, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1992a, *Probabilistic Safety Assessment.* Safety Series No.75 INSAG 6. Report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1992b, *The Safety of Nuclear Power*. Safety Series No.75 INSAG 5. Report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1995, *IPERS (IPERSART) Guidelines for the International Peer Review Service (International PSA Review Team)*. TECDOC-832. International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1997, *Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA*, TECDOC-930, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 1999, *Living Probabilistic Safety Assessment-LPSA*. TECDOC-1106. International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2001a, Regulatory Review of Probabilistic safety Assessment (PAS) Level 2, TECDOC-1229, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2001b, *Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 2,* TECDOC-1229, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2001c, *Applications of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants*. TECDOC-1200, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2002a, *Training in level 1 PSA and PSA Applications Lecture: PSA Project,* IAEA Guidelines for PSA, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2002b, *Training in level 1 PSA and PSA Applications Lecture: Reliability Data Analysis - Use of Generic and/or Plant-Specific,* IAEA Guidelines for PSA, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2002c, *Procedures for conducting Probabilistic Safety Assessment for Non-Reactor Nuclear Facilities*, TECDOC-1267, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2002d, *Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes*, TECDOC-1144, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA 2003, *Incorporation of Advanced Accident Analysis Methodology into Safety Analysis Report*. TECDOC-1351, International Atomic Energy Agency, Viena.

IAEA, 2006, *Determining the Quality of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants*. TECDOC-1511, International Atomic Energy Agency, Viena.

IEEE, 1984, *IEEE Standard 500*, The Institute of Electrical and Electronic Engineers.

IEC, 1998, *Functional Safety of Electrical, Electronic and Programmable Electronic Safety-Related Systems.* International Electrotechnical Comission. IEC-61508

IEC, 2003, *Functional safety - Safety instrumented systems for the process industry sector.* International Electrotechnical Comission. IEC-61511.

ISO, 1999. *Petroleum and Natural Gas Industries – Collection and Exchange of Reliability and Maintenance Data for Equipment*. ISO14224, julho.

KELLER, W., MODARRES, M., 2005, "A Historical Overview of Probabilistic Risk Assessment Development and its Use in the Nuclear Power Industry: A Tribute to the Late Professor Norman Carl Rassmussen'. *Reliability Engineering and System Safety*, vol.89, no 4-6, pp.271-285.

KEMENY, J.G., 1979,"Report of the President´s Comission on the Accident at Threee Mile Island". October.

KLETZ, T., 1998, "What Went Wrong? Case Histories of Process Plant Disasters", 4 ed., Golf Publishing Co., US.

LEES, F.P., 1996, *Loss Prevention in the Process Industries*. 2 ed., Volumes 1,2,3, Appendix 1 to 8, 14, 18 to 25, Great Britain, Butterworth Heinemann.

LEWIS, E.E., 1977, Nuclear Power Reactor Safety, Jonh Wiley & Sons.

LLORY, M., 1999, *Acidentes Industriais: O Custo do Silêncio*, 1 ed, MultiMais Editorial.

MELO, P.F.F.F, 2005 , *Bancos de Dados: Uma Discussão Bancos de Dados: Uma Discussão I.* Notas de Aula do Curso de Engenharia de Confiabilidade, PEN/COPPE.

MELO, P.F.F.F., 2005, *Bancos de Dados: Uma Discussão Bancos de Dados: Uma Discussão II.* Notas de Aula do Curso de Engenharia de Confiabilidade, PEN/COPPE.

MIL-HDBK-217 F, 1995, Reliability Prediction, Department of Defense, Washington DC.

MOOSEMILLER, M., 2006, “Avoiding Pitfalls in Assembling an Equipment Failure Rate Database for risk Assessments”. *Journal of Hazardous Materials*, v. 130, pp. 128–132.

MUHLBAUER, W. K., 2004, *Pipeline Risk Management Manual.* 3 ed., United States, Gulf Professional Publishing.

NEA-OECD Nuclear Energy Agency, 2002, *Improving Versus maintaining Nuclear Safety.* Nuclear Regulation.

NELSON, W., 1982, “Applied Life Data Analysis”, Wiley and Sons, New York.

NRC, 1975, *Reactor Safety Study*. NUREG-75/014, (WASH-1400). Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1976. *Data Summaries of Licensee Event Reports of Diesel Generators at U.S. Commercial Nuclear Power Plants.* NUREG-1362. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1978. *Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commissiont*. NUREG/CR 0400. Chairman H.W. Lewis, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1980a. *Special Group Inquiry. Three Mile Island-A Report to the Comissioners and to the Public.*Mitchell Rogovin, Director. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1980b. *Data Summaries of Licensee Event Reports of Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants.* NUREG-1205. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1980c. *Data Summaries of Licensee Event Reports of Valves at U.S. Commercial Nuclear Power Plants.* NUREG-1363. Nuclear Regulatory Commission. Washington DC.

NRC,1981. *Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants.* NUREG-0800. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 3rd Edition.

NRC, 1983a. *Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation*. NUREG 0800, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1983b. *Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants*.Police Statement. Federal Register, 51 pp. 30028-30033. Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1983c. *Ínterim Reliability Evaluation Program Procedures Guides*. NUREG 2728, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1983d. *PRA Procedures Guide: A Guide to the performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant*. NUREG/CR 2300, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1985. *Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide.* NUREG 2815, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1986. *Safety Evaluation Report Related to the Restart of Davis-Besse Nuclear Power Station, Unit 1, Following the Event of June 9, 1985*. NUREG-1177. Nuclear Regulatory Commission.

NRC, 1987. *Environmental Assessment of Consumer Products Containing Radioactive Material*. NUREG-1175. Nuclear Regulatory Commission. Nuclear Regulatory Commission.

NRC, 1988. *Generic Letter (GL) 88-20, Supplement 4, Individual Plant Examination of External Events (IPEE) for Severe Accident Vulnerabilities* – 10 CFR 50.54(f), November.

NRC, 1989a. *Analysis of Core Damage Frequency: Peach Bottom, Unit 2 Internal Events Appendices.* NUREG 4550. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1989b. *Evaluation of Systems Interactions in Nuclear Power Plants: Technical Finds Related to Unresolved Safety Issue A-17*. RG 1174. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 1991. *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants.* Regulatory Guide 1150, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC,1995. *Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities – Final Policy Statement.* 60 FR 42622. Nuclear Regulatory Commission. Washington DC.

NRC,1998. *An Approach for Plant-Specific, Risk Informed, Decision making: Inservice Inspection of Piping.* (for trial use). NRC 1178, Nuclear Regulatory Commission. Washington DC.

NRC, 1999. *Rulemaking Plan for Risk Informing Special Treatment Requirements. SECY- 99-256.* NRC Public Document Room. Washington DC.

NRC, 2002a. *An Approach for Using Probabilistic Risk Assessmentin Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licencing Basis*. Regulatory Guide 1174, Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 2002b. *Handbook of Parameter \estimation for Probabilistic Risk Assessment*. NUREG 6823. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NRC, 2006. *Current State of Reliability Modeling Methodologies for Digital Systems and Their Criteria for Nuclear Power Plants Assessments*. NUREG 6901. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC.

NUNES, E. L., 2001, *Manutenção Centrada em Confiabilidade (MCC): Análise da Implantação em uma Sistemática de Manutenção Preventiva Consolidada*. Dissertação de Mestrado, Programa de Pós-Graduação em Engenharia de Produção/ Universidade Federal de Santa Catarina, Florianópolis, SC, Brasil.

OLIVEIRA, P. S. P. , SAUER, M.E.L.J., KURAZUMI, E. P. *et al*, 2002, "Probabilistic Safety Assessment and Reliability Engineering*".* NEC- Nuclear Engineering Centre, *Progress Report 2000-2001*, pp. 83.

OLIVEIRA, P. S. P., SAUER, M.E.L.J., KURAZUMI, E. P. *et al*, 2005, "Base de Dados de Confiabilidade de Componentes para os Reatores de Pesquisa IEA-R1 e IPEN/MB-01: Resultados e Aplicações". *International Nuclear Atlantic Conference*, Associação Brasileira de Energia Nuclear.

PECHT, M. ;NASH, F. , 1994, "Predicting the Reliability of Electronic Equipment"*. Proc. IEEE,* v.82, pp. 994-1004.

PIETERSEN, C.M., 2004; “Trends in Industrial Safety. Bhopal Gas Tragedy and its Effects on Process Safety”*. International Conference on the 20th Anniversary of the Bhopal Gas Tragedy*, Indian Institute of Technology, Kanpur, India. December 1 to 3.

PURPLE BOOK, 2005. *Publication Series on Dangerous Substances (PGS 3) Guidelines for Quantitative Risk Assessment*, TNO – The Netherlands Organisation for Applied Scientific Research.

RAHN et al., 1992, *Comparison of Reliabilities of Q and non Q Components. D*ocumento interno, Institute of Nuclear Power Operations-INPO.

Report on the Application in the Member States of Directive 82/501/EEC of 24 June 1982 on the Major-Accident Hazards of Certain Industrial Activities for the Period 1997-1999. Official Journal of the European Communities (2002/C 28/01), 2002.

RIBEIRO, A.C. O., 2005, Impacto da Especialização de dados de Falha em Análises Probabilística de Segurança de Plantas de Processo. Dissertação de mestrado, Programa de Pós-Graduação em Engenharia Nuclear/ Universidade Federal ddo Rio de Janeiro. Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

ROSENTHAL, I., KLEINDORFER, P., ELLIOT, M.R., 2005, “Predicting And Confirming The Effectiveness Of Systems For Managing Low-Probability Chemical Process Risks”. *Process Safety Progress,* Vol. 25, n.2 (june), pp. 135-155.

SALVI, O., DEBRAY, B., 2006, “A Global View on ARAMIS, a Risk Assessment Methodology for Industries in the Fframework of the SEVESO II Directive”. *Journal of Hazardous Materials*, v. 130, pp. 187-199.

SEPEDA, A. L., 2006, “Lessons Learned from Process Incident Databases and the Process Safety Incident Database (PSID) Approach Sponsored by the Center for Chemical Process Safety”, *Journal of Hazardous Materials*, v. 130, pp. 9-14.

SPECTER et al, 1992, *Public Briefing of NRC Comissioners*.

SINTEF Industrial Management, 2002, OREDA - *Offshore Reliability Data*. 4 ed., Norway. Oreda Participants.

SHOOMAN, M.L.,1990, *Probablistic Realiability: An Engineering Approach*, 2 ed., Krieger, Florida.

SPOUGE, J., 2005, “New Generic Leak Frequencies for Process Equipment “. *Process Safety Progress*. Vol.24, n.4 (December), pp. 249-257.

THEYS, J. , 1987, *La Société vulnérable*. Presses de L´École Normale Supérieure.

TITAN HANDBOOK*, 1959*. *Procedure and Data for Estimating Reliability and Maintainability. Report No. M-N-P-59-21,* Martin Titan Handbook, *Martin Co., USA*.

WATSON, G.F., 1992, “MIL Reliability: A New Approach”, *IEEE Sprectrum*, v. 29, pp. 46-49.

WALL, I. B., HAUGH, J.J., WORLEGE, D.H., 2001, “Recent Applications of PSA for Managing Nuclear Power Plant Safety”. *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 39 No. 3-4, pp 367-425.

ZENTNER, A., 1992, *A Comparison of Reactor and Non-Reactor Risk Assessment Approaches*.

Fichas de Dados de Falhas

Figura A.1- Comparações entre Dados de Dancos de Confiabilidade

THIRD EDITION	**RELIABILITY DATA HANDBOOK** Source: PRA/PSA	1996 table 54 of 418

COMPONENT :	**PUMP** (Feedwater)	EPS

SAMPLE:	78/87: plant*year: 103	No eqts/plant: 2
	88/93: eqts*year: 180	

Failure Mode	Failure Rate λ (E-6/h)		Probability of Failure on Demand γ/d (E-3)		Mean Active Repair
Prior (78/87)	λ/h	EF	γ/d	EF	Mttr/h
Critical failures	8.6•	1.4	0.3	2.1	13
Likelihood (88/93)	No Failure(s) 15	Cum. Time 1.176 E+6 h	No Failure(s) 1	No Demands 19.95 E+3	Mttr/h 13
Post. mean Probability Interval: %	90 %	10.5 7.4 14.0	60 %	0.19 0.11 0.27	Man*h 46
Posterior pdf Parameters	Gamma λ (26.8 ; 2.56 E+6)		Beta γ (8.29 ; 4.41 E+4)		
Mode 1: Ext. leak: 40%			Mode 2: Loss of performance: 18%		

Other Sources		λ /h. E-6	EF	γ /d.E-3	EF	Mttr/h
WASH	Critical	50		1		
	All					
	Sample					
RRA••	Critical					
	All	220				
	Sample					
NUREG	Critical					
	All	1200				
	Sample					
ESReDA 92•••	Critical	14				
	All	57				8
	Sample					

Comments: Common Cause Failure : β = 0.05

- Rupture or severe leak 3 E-9 /h ; EF = 10

Main turbine (not included): $\hat{\lambda}$ =18.7 E-6/h; EF= 1.8

$\hat{\gamma}$ =1.4E-3/d; EF=1.6

MTTR=20h, Man*hour=59h

Turbine Regulation and security systems: $\hat{\lambda}$ =34.2E-6/h

••Generic failure rate, process equipment - boiler feed.

•••LPG generic failure, pump and motor

Turbine driven oil pump: 3/12 MW : $\hat{\lambda}$ = 900 E-6/h, MTTR = 32 h

Figura A.3- Ficha de Dados de Dancos de Confiabilidade - OREDA

Taxonomy no 1.1.1.1.1		Item Machinery Compressors Centrifugal Electric Motor Driven (100-1000) kW							
Population	**Installations**	**Aggregated time in service (10^6 hours)**					**No of demands**		
5	2	**Calendar time *** 0.1248		**Operational time †** 0.0832					
Failure mode		**No of**	**Failure rate (per 10^6 hours).**				**Active**	**Repair (manhours)**	
		fail.	**Lower**	**Upper**	**SD**	**MLE**	**rep. hrs**	**Min**	**Mean**	**Max**
Critical		**23*** **23†**	**1.31** **2.02**	**827.93** **1806.90**	**304.49** **665.33**	**184.33** **276.36**	**10.0**	**0.5**	**24.3**	**186.3**
Failed to start		1* 1†	0.94 0.29	22.20 61.58	7.02 22.41	8.01 12.02	-	13.0	13.0	13.0
Fail while running		14* 14†	0.97 1.28	499.13 1093.54	183.39 402.61	112.20 168.22	10.0	0.5	24.0	186.3
Unknown		1* 1†	0.94 0.29	22.20 61.58	7.02 22.41	8.01 12.02	-	11.4	11.4	11.4
Vibration		7* 7†	0.71 0.70	243.34 538.64	89.14 198.24	56.10 84.11	-	0.5	28.5	117.5
Degraded		**6*** **6†**	**0.67** **0.62**	**206.78** **459.35**	**75.67** **169.04**	**48.09** **72.09**	-	**9.7**	**27.4**	**75.4**
Other		6* 6†	0.67 0.62	206.78 459.35	75.67 169.04	48.09 72.09	-	9.7	27.4	75.4
Incipient		**29*** **29†**	**1.54** **2.51**	**1047.12** **2282.45**	**385.22** **840.47**	**232.42** **348.45**	**4.1**	**2.0**	**16.2**	**173.6**
External leakage		4* 4†	0.60 0.46	133.63 300.70	48.67 110.60	32.06 48.06	2.5	3.0	21.3	51.7
Overhented		1* 1†	0.94 0.29	22.20 61.58	7.02 22.41	8.01 12.02	-	173.6	173.6	173.6
Other		21* 21†	1.23 1.85	754.87 1648.38	277.58 606.95	168.30 252.33	4.4	2.0	9.0	62.3
Overhaul		1* 1†	0.94 0.29	22.20 61.58	7.02 22.41	8.01 12.02	2.0	3.0	3.0	3.0
Vibration		2* 2†	0.54 0.32	60.26 141.78	21.46 52.04	16.03 24.03	-	4.9	9.4	14.0
All modes		**58*** **58†**	**2.64** **4.90**	**2106.50** **4580.93**	**775.38** **1686.97**	**464.83** **696.91**	**4.4**	**0.5**	**20.6**	**186.3**
Comments										

Figura A.4- Ficha de Dados de Dancos de Confiabilidade - CCPS

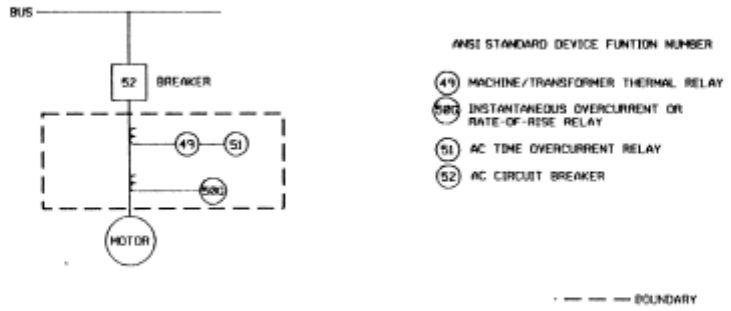
DATA ON SELECTED PROCESS SYSTEMS AND EQUIPMENT

Taxonomy No. 1.2.7.2	Equipment Description RELAYS - PROTECTIVE
Operating Mode	Process Severity UNKNOWN

Population	Samples	Aggregated time in service (10^6 hrs)		No. of Demands
		Calendar time	Operating time	

Failure mode	Failures (per 10^6 hrs)			Failures (per 10^3 demands)		
	Lower	Mean	Upper	Lower	Mean	Upper
CATASTROPHIC	1.79	1.91	2.04			
a. Fails to Close on Demand						
b. Fails to Open on Demand						
c. Spurious Operation	0.00104	0.06	0.232			
d. Delayed Change of State	0.0015	0.00288	0.00486			
e .Premature Change of State	0.00387	0.00598	0.0087			

Equipment Boundary

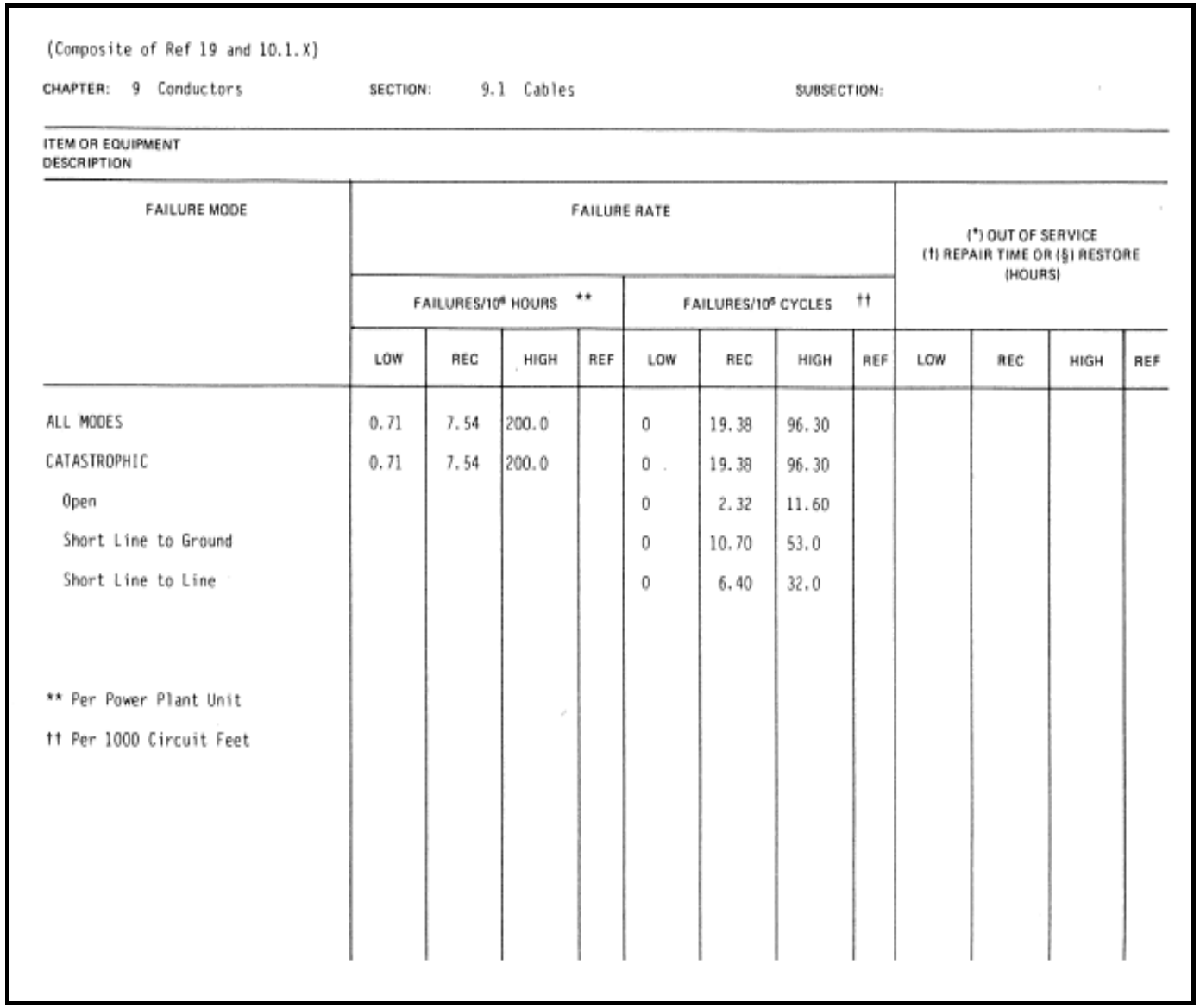


Data Reference No. (Table 5.1): 8.2, 8.5, 8.7

Figura A.5- Ficha de Dados de Dancos de Confiabilidade-NUREG 1150

Table 4.1-5 NUREG 1150 Nuclear Plant Reliability Data (cont.)

Item	PRA/other studies	Assessed mean	Error factor
Diesel driven pumps:			
fails to start	4E-3 to 1E-2/D	1E-3/D	10
fails to run	2E-5 to 1E-3/hr	8E-4/hr	10
unavailable from test and maintenance		1E-2/D	30
Heat exchanger			
blockage		5.7E-6/hr	10
Rupture (leakage)		3E-6/hr	10
Emergency diesel Generator			
fails to start	8E-3 to 1E-1/D	3E-2/D	3
fails to run	2E-4 to 3E-3/hr	2E-3/hr	10
unavailable from test and maintenance	~0 to 4E-2/D	6E-3/D	10
Offsite power failure (not initiator)	1E-4 to 3.3E-3/D	2E-4/D	
Hardware failure probability			
battery	2E-5 to 1E-3/D	4E-4/D	3
bus	"	9E-5/D	5
charger	"	4E-4/D	3
inverter	"	4E-2/D	3
Test and maintenance unavailability			
battery	~0 to 1E-3/D	1E-3/D	10
bus		6E-5/D	10
charger		3E-4/D	10
inverter		1E-3/D	10
Battery depletion time			
Westinghouse and CE plants	2 to >12 hr	7 hr	
B&W plants	"	5 hr	
GE plants	"	7 hr	



(Composite of Ref 19 and 10.1.X)

CHAPTER: 9 Conductors SECTION: 9.1 Cables SUBSECTION:

ITEM OR EQUIPMENT DESCRIPTION

FAILURE MODE	FAILURE RATE								(*) OUT OF SERVICE (†) REPAIR TIME OR (§) RESTORE (HOURS)			
	FAILURES/10^6 HOURS **				FAILURES/10^6 CYCLES ††							
	LOW	REC	HIGH	REF	LOW	REC	HIGH	REF	LOW	REC	HIGH	REF
ALL MODES	0.71	7.54	200.0		0	19.38	96.30					
CATASTROPHIC	0.71	7.54	200.0		0	19.38	96.30					
Open					0	2.32	11.60					
Short Line to Ground					0	10.70	53.0					
Short Line to Line					0	6.40	32.0					

** Per Power Plant Unit

†† Per 1000 Circuit Feet

Figura A.6- Ficha de Dados de Dancos de Confiabilidade-NUREG 1150

Fichas de Dados do Purple Book - TNO

Figura B.1- Frequência de Vazamentos em Vasos

Installation (part)	G.1 Instantaneous	G.2 Continuous, 10 min	G.3 Continuous, ∅10 mm
pressure vessel	5×10^{-7} y^{-1}	5×10^{-7} y^{-1}	1×10^{-5} y^{-1}
process vessel	5×10^{-6} y^{-1}	5×10^{-6} y^{-1}	1×10^{-4} y^{-1}
reactor vessel	5×10^{-6} y^{-1}	5×10^{-6} y^{-1}	1×10^{-4} y^{-1}

Figura B.2- Probabilidade de Ignição Direta Para Instalações Fixas

Source		Substance		
Continuous	Instantaneous	K1-liquid	Gas, low reactive	Gas, average/high reactive
< 10 kg/s	< 1000 kg	0.065	0.02	0.2
10 - 100 kg/s	1000 - 10,000 kg	0.065	0.04	0.5
> 100 kg/s	> 10,000 kg	0.065	0.09	0.7

Fichas de Dados do Projeto ARAMIS

Figura C.1 - Matriz Equipamento / Evento Crítico – Projeto ARAMIS

		CE1 Decomposition	CE2 Explosion	CE3 Materials set in motion (entrainment by air)	CE4 Materials set in motion (entrainment by a liquid)	CE5 Start of a fire (LPI)	CE6 Breach on the shell in vapour phase	CE7 Breach on the shell in liquid phase	CE8 Leak from liquid pipe	CE9 Leak from gas pipe	CE10 Catastrophic rupture	CE11 Vessel collapse	CE12 Collapse of the roof
Mass solid storage	EQ1	X	X	X	X	X							
Storage of solid in small packages	EQ2					X					X		
Storage of fluid in small packages	EQ3					X	X	X			X		
Pressure storage	EQ4					X	X	X	X	X	X		
Padded storage	EQ5					X		X	X		X	X	
Atmospheric storage	EQ6					X		X	X		X	X	X
Cryogenic storage	EQ7					X	X	X	X	X	X	X	
Pressure transport equipment	EQ8					X	X	X	X	X	X		
Atmospheric transport equipment	EQ9					X		X	X		X	X	
Pipe	EQ10					X			X	X			
Intermediate storage equipment integrated in the process	EQ11	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
Equipment devoted to the physical or chemical separation of substances	EQ12					X	X	X	X	X	X		
Equipment involving chemical reactions	EQ13					X	X	X	X	X	X		
Equipment designed for energy production and supply	EQ14					X	X	X	X	X	X		
Packaging equipment	EQ15			X	X	X			X	X			
Other facilities	EQ16					X	X	X	X	X	X		

Figura C.2 - Principais fontes de dados recomendadas pela HSE para a atividade "offshore"

MAIN SOURCE DATA	A			B		C
	INITIATING EVENTS			COND. PROBS.		
	EXTERNAL HAZARDS	INT. HAZARDS: HYDROCARBON	INT. HAZARDS: NON HYDROCARBON	EFFECTS	SAFETY SYSTEMS	CONSEQUENCES
HSE-OSD Hydrocarbon Release Database		X		X	X	X
HID 'ORION' Database	X	X	X	X	X	X
Offshore Reliability Data (OREDA)					X	
Classification of Hazardous Locations		X		X	X	
Offshore Blowouts Causes and Control		X	X	X	X	X
Accident Statistics for Fixed Offshore Units on the UK Continental Shelf	X		X			X
Accident Statistics for Floating Offshore Units on the UK Continental Shelf	X		X			X
Ship/Platform Collision Incident Database	X					X
UK Offshore Public Transport Helicopter Safety Record	X					X
An Appraisal of Existing Seismic Hazard Estimates for the UK Continental Shelf	X					X